# Personne Compétente en Radioprotection

# Principes de radioprotection – réglementation



# Personne compétente en radioprotection



# Table des matières

## Chapitre 2 : Interactions rayonnements-matière



## Chapitre 3 : Rayonnements d'origine électrique : rayonnements X et accélérateurs

## Chapitre 4 : Effets biologiques des rayonnements



## Chapitre 5 : Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants et gestion des déchets générés

## *Chapitre 6 : Détection des rayonnements ionisants*





## *Chapitre 7 : Protection contre l'exposition externe*



## *Chapitre 8 : Protection contre l'exposition interne*

## Chapitre 9 : Réglementation en radioprotection

## *Chapitre 10 : Transport de matières radioactives*



## *Chapitre 11 : Éléments de mathématiques*

This page intentionally left blank

# Auteurs

**Marc AMMERICH**

Technicien supérieur en Radioprotection, ingénieur CNAM en Physique nucléaire et titulaire d'un DESS en Sciences des aérosols. Après un début de carrière au Service de protection radiologique du CEA de Saclay, il rejoint le Groupe des enseignements de radioprotection de l'INSTN en 1991 et en prend la direction en 1996. Mis à disposition de l'Autorité de sûreté nucléaire en 2001, il exerce entre autre la fonction d'inspecteur avec la spécialité « radioprotection ». Il est récemment affecté à la direction de la Protection et de la Sûreté nucléaire du CEA. Prix SFEN 1989 pour la réalisation du banc ICARE.

**Josette BRIAND-CHAMPLONG**

Ingénieur de l'École polytechnique féminine (option Physique nucléaire) et DEA de Physique radiologique de l'université Paul Sabatier. Elle a fait toute sa carrière dans la radioprotection au ministère de la Défense, ingénieur à la délégation générale de l'Armement ou détachée au Service de santé des armées comme radiophysicienne à l'hôpital du Val-de-Grâce ou chargée de mission auprès du Service de protection radiologique des armées. Elle a travaillé sur les méthodes de détection des rayonnements, et les contrôles et expertises radiologiques. Responsable pédagogique pour les formations CAMARI et PCR du ministère de la Défense, elle a été jusqu'en fin 2006 membre de la Commission technique du CEFRI et présidente du Comité de certification des formateurs de PCR. Elle est l'actuelle présidente de la section technique des PCR de la SFRP. Nommée chevalier(e) dans l'ordre des palmes académiques.

**Hugues BRUCHET**

Titulaire du DESS Radioprotection de l'université Joseph Fourier de Grenoble, il est ingénieur-chercheur au CEA et responsable du Groupe des enseignements de radioprotection au sein de l'unité d'enseignement en Radioprotection, Biologie et Médecine (CEA/INSTN Saclay). En outre, il est responsable pédagogique et formateur certifié pour les formations de la personne compétente en radioprotection sur le site de l'INSTN Saclay.

**Cécile ETARD** Titulaire d'un DEA de Physique radiologique et médicale, elle a débuté sa carrière dans un service de radiothérapie du Nord, avant de rejoindre le service de Métrologie des rayonnements ionisants du Laboratoire central des industries électriques où elle a en particulier travaillé sur l'élaboration d'étalons dans le domaine des rayons X de basse énergie utilisés en médecine. Elle a intégré l'INSTN en 2000 pour y assurer la coordination du diplôme de qualification en Physique radiologique et médicale au sein de l'unité d'enseignement en Radioprotection, Biologie et Médecine. Elle a assuré la responsabilité du Groupe des enseignements de radioprotection au sein de cette unité de 2003 à 2006. Depuis décembre 2006, elle a rejoint l'Unité d'expertise en radioprotection médicale, à l'Institut de radioprotection et sûreté nucléaire de Fontenay-aux-Roses.

**Christine JIMONET** Docteur ès sciences en Biochimie de l'université Paris XI. Adjointe du chef de l'unité d'enseignement en Radioprotection, Biologie et Médecine au CEA/INSTN de Saclay. Elle est en outre responsable pédagogique et a plus spécialement en charge l'enseignement des effets biologiques des rayonnements ionisants dans différentes formations dont les formations « personne compétente en radioprotection ». Elle est également responsable pour l'INSTN de l'enseignement du diplôme d'enseignement spécialisé de Médecine nucléaire.

**Sandrine JOURDE** Titulaire du DESS de Radioprotection. Après une expérience de deux ans dans une entreprise prestataire de services en radioprotection, elle a travaillé quatre ans à l'INSTN notamment en tant que responsable de la formation « personne compétente en radioprotection ». Elle est maintenant ingénieur en radioprotection au sein du Service de protection radiologique du CEA Valduc.

**Odile KIMMEL** Ingénieur-chercheur au CEA, elle est responsable pédagogique à l'Institut national des sciences et techniques nucléaires au sein du Groupe des enseignements de radioprotection. Elle est en particulier en charge des formations liées au domaine du transport de matières radioactives et enseigne pour la formation de la personne compétente en radioprotection dont elle est formateur certifié.

**Thierry LAHAYE** Titulaire d'un diplôme d'ingénieur, entré en 1981 au Commissariat à l'énergie atomique (CEA) où il a exercé des fonctions de chercheur dans les domaines de la métrologie des rayonnements et de la dosimétrie. Après plusieurs années d'expertise au sein de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), il est maintenant en charge, au ministère du Travail, des questions relatives à la protection des travailleurs contre les risques physiques.

**Henri MÉTIVIER**

Professeur responsable du module Radioprotection au Génie atomique, docteur ès sciences de l'université Paris VI en radiochimie, conseiller scientifique à l'IRSN, ancien directeur de recherche au CEA, ancien membre du Comité 2 de la CIPR (calcul des doses), consultant auprès de la Communauté européenne et de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE, il enseigne dans la filière nucléaire de diverses formations d'ingénieur et universitaires. Il est auteur et coordinateur de nombreux ouvrages dans le domaine de la protection radiologique.

**Jean-Claude MOREAU**

Technicien supérieur en Radioprotection, ingénieur CNAM en Physique, il a exercé la radioprotection au CEA/SACLAY pendant seize ans, puis occupé des fonctions de direction à STMI (groupe Areva). Après un bref détour par les technologies de l'environnement, il fonde en 2000 la société CAP2i, cabinet spécialisé en radioprotection : études, expertises, formation. Il est expert CEFRIF. Formateur de PCR, il exerce en particulier à l'INSTN, ainsi que dans plusieurs universités : Grenoble, Nantes, Amiens, Troyes.

**Abdel-Mjid NOURREDDINE**

Docteur d'état en Sciences physiques et professeur à l'université Louis Pasteur de Strasbourg I. Il exerce ses activités de recherche à l'Institut pluridisciplinaire Hubert-Curien (IPHC) où il assure la direction de l'équipe de Radioprotection et Mesures Environnementales (RaMsEs). Spécialiste de la physique subatomique et des applications de techniques nucléaires, il a une riche expérience dans le domaine de l'enseignement de la formation PCR. Il a encadré plusieurs travaux de thèses portant sur la R & D en instrumentation nucléaire et en dosimétrie des rayonnements ionisants.

This page intentionally left blank

# Contributeurs

Ce livre a bénéficié de la contribution à des titres divers des personnes nommées ci-dessous. Chacun reconnaîtra son implication dans les différentes étapes de réalisation de cet ouvrage, qu'il s'agisse de conseils à la rédaction, d'iconographie ou de relecture du manuscrit. Qu'ils en soient sincèrement remerciés.

| | |
|---|---|
| **Christian BARILLAUX** | Commissariat à l'énergie atomique, direction des Applications militaires |
| **Jean-Christophe BODINEAU** | Commissariat à l'énergie atomique, Institut national des sciences et techniques nucléaires |
| **Alain CAZOULAT** | ministère de la Défense, Service de protection radiologique des armées |
| **Pierre CHAMPLONG** | ministère de la Défense, direction générale de l'Armement |
| **Hubert de CARBONNIÈRES** | ministère de la Défense, Service de protection radiologique des armées |
| **Pascal DOUSSOT** | ministère de la Défense, Service de protection radiologique des armées |
| **Alain FAUSSOT** | a exercé ses activités professionnelles au Commissariat à l'énergie atomique |
| **Jean-Baptiste FLEUTOT** | ministère de la Défense, Service de protection radiologique des armées, conseiller santé du Délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les activités et installations intéressant la défense |
| **Patrick FRACAS** | Commissariat à l'énergie atomique, direction de la Protection et de la Sûreté nucléaire |
| **Thierry JUHEL** | Commissariat à l'énergie atomique, direction de la Protection et de la Sûreté nucléaire |
| **Pierre LAROCHE** | ministère de la Défense, Service de protection radiologique des armées, Service de santé des armées, agrégé de Radioprotection de l'hôpital du Val-de-Grâce |
| **Jean-François LECOMTE** | Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire |

| | |
|---|---|
| **Pierre-Noel LIRSAC** | Commissariat à l'énergie atomique, direction des Sciences du vivant |
| **Philippe MÉNÉCHAL** | Autorité de sûreté nucléaire, direction régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement, Bordeaux |
| **Gérard MOREAU** | a exercé ses activités professionnelles au Commissariat à l'énergie atomique |
| **Gil PRACA** | Commissariat à l'énergie atomique, direction des Applications militaires |
| **Jean-Jacques RADECKI** | Areva, direction Sûreté, Sécurité, Santé |

# 1 Radioactivité

Marc Ammerich, Hugues Bruchet, Cécile Etard, Abdel-Mjid Nourreddine

## Introduction

La radioactivité est la propriété qu'ont certains noyaux de se transformer en un ou plusieurs noyaux, et d'émettre lors de cette transformation un noyau d'hélium (particule alpha), un électron (particule bêta) ou un rayonnement électromagnétique (rayonnement gamma).

La radioactivité est un phénomène naturel découvert à la fin du XIXe siècle par Henri Becquerel. Travaillant sur la fluorescence, ce dernier cherchait à savoir si les rayons émis par des sels fluorescents d'uranium étaient les mêmes que les rayons X découverts par Wilhelm Roentgen l'année précédente. Il mit en évidence qu'un film photographique pouvait être impressionné par ces sels d'uranium sans que ces derniers n'aient été exposés à une quelconque lumière. Il en conclut donc que l'uranium émettait spontanément des rayonnements capables d'impressionner une plaque photographique, indépendamment du phénomène de fluorescence.

Pierre et Marie Curie désignèrent ce phénomène sous le nom de *radioactivité*. Dans les mois qui suivirent la découverte d'Henri Becquerel, Marie Curie montra que, tout comme l'uranium, le thorium était naturellement radioactif. Puis, à partir de tonnes de minerai d'oxyde d'uranium, le couple isola tout d'abord le polonium, puis le radium, élément chimique 2,5 millions de fois plus radioactif que l'uranium.

La radioactivité fait partie intégrante de la physique atomique, science qui s'occupe de l'étude des phénomènes inhérents au noyau de l'atome et à ses constituants. De ce fait, ce chapitre commencera par un rappel sur la description des constituants de la matière et sur la nomenclature utilisée. Puis le phénomène de désintégration radioactive et les processus associés seront décrits et développés. Enfin, la définition de grandeurs physiques et de propriétés fondamentales, en particulier l'activité d'une source radioactive, sa période et la notion de filiation, clôtureront ce chapitre.

## 1.1. Généralités

### *1.1.1. Structure de la matière*

Dans la nature, la matière, qu'il s'agisse de gaz, d'eau, d'étoiles, d'êtres vivants, est constituée de molécules qui sont des combinaisons d'atomes. Dès l'Antiquité, les philosophes grecs ont eu l'intuition que la matière était faite de minuscules « briques » associées les

unes aux autres. Le terme actuel « atome » provient de cette époque, du grec « atomos » qui signifie « qui ne peut être divisé ».

> *« Chaque être subsiste jusqu'à l'instant où il reçoit un choc*
> *égal à la puissance qui unit ses principes.*
> *Rien ne s'anéantit et la destruction ne produit que la séparation des éléments.*
> *Les corps ne sont pas anéantis.*
> *De leurs débris, la nature forme de nouveaux êtres. »*

Lucrèce (98 à 55 av. J.-C.) : *De la nature des choses* (*De natura rerum*)

Dans un atome, deux parties peuvent être distinguées, le noyau central et le nuage électronique :

- le noyau central constitué d'un assemblage de deux sortes de particules : les **protons** et les **neutrons**, appelés aussi nucléons ;

- le nuage électronique composé d'un cortège d'**électrons**, tournant à grandes vitesses autour du noyau. Seules des formules mathématiques permettent de prédire les zones où l'on a le plus de chance de les rencontrer dans le nuage qu'ils forment autour du noyau. Ces zones sont appelées des « couches électroniques » : malgré l'incertitude associée au positionnement des électrons, la localisation de ces zones reste cependant assez précise et ce modèle dit « en couches » permettra par la suite d'expliquer assez simplement les phénomènes physiques.

Le diamètre du nuage électronique sphérique de l'atome est de l'ordre de $10^{-10}$ mètre. Le noyau est encore plus petit puisqu'il occupe une sphère d'un diamètre de $10^{-14}$ mètre en moyenne, soit près de 10 000 fois plus petite que celle occupée par l'ensemble de l'atome. L'espace immense entre le noyau et les électrons est vide : si l'on assimilait le noyau d'un atome à un ballon placé au centre d'un terrain de football, les électrons seraient des têtes d'épingle dans les tribunes.

La masse de l'atome n'est pas répartie de façon homogène. Les protons et les neutrons ont à peu près la même masse ($1{,}67.10^{-27}$ kg), mais sont environ 2 000 fois plus lourds qu'un électron ; le noyau concentre ainsi quasiment toute la masse de l'atome. La densité nucléaire est de l'ordre de $10^{13}$ $g.cm^{-3}$.

Pour estimer la masse d'un atome, puisque les nucléons ont approximativement la même masse, il suffit donc de connaître son **nombre de nucléons, noté A, également appelé nombre de masse**.

Chaque particule fondamentale est retenue à l'atome par une **force de liaison** ; l'énergie de liaison d'une particule est l'énergie qu'il faut fournir pour l'extraire de son atome.

Des trois particules constituant l'atome, seul le neutron ne porte pas de charge électrique, d'où son nom. Un proton porte une charge positive de $+1{,}6.10^{-19}$ C, et un électron porte une charge négative de $-1{,}6.10^{-19}$ C. Cette quantité de charge, notée e, est appelée « charge élémentaire ».

La matière étant électriquement neutre, un atome comprend donc autant de protons que d'électrons.

**Pour en savoir plus**

En 1911, Ernest Rutherford, physicien néo-zélandais, poursuit ses travaux sur la structure de la matière. Il cherche notamment à en savoir plus sur la façon dont les atomes sont placés les uns par rapport aux autres dans la matière. Il met au point un nouveau modèle, dit théorie du noyau atomique de Rutherford, très vite complété par le modèle imaginé par le physicien danois Niels Bohr en 1913. Dans ce modèle, les atomes sont faits de noyaux de taille négligeable face à celle de l'atome entier, noyaux qui représentent toutefois la quasi-totalité de la masse de l'atome. Autour de ce noyau se trouve un cortège électronique. Les électrons sont situés sur des orbites stationnaires et se déplacent autour du noyau un peu comme les planètes autour du Soleil, d'où le terme de « modèle planétaire » souvent employé pour définir le modèle de Bohr. Ce modèle a la particularité de permettre l'application de la théorie des quanta d'énergie. Les électrons peuvent « sauter » d'une orbite à une autre par gain ou perte d'un quantum (ou quantité bien définie) d'énergie.

En 1927, le modèle de Schrödinger confirme la présence et la composition du noyau tout en rejetant la notion de « trajectoire » des électrons. Il est seulement possible de déterminer la zone de l'espace où les électrons sont le plus souvent présents, autrement dit il est possible de déterminer la probabilité de présence d'un électron dans une zone située autour du noyau. Le rayon de l'atome devient le rayon de la zone de probabilité maximale des électrons autour du noyau. Ce modèle reste d'actualité et une représentation en est donnée figure 1.1. Dans cette représentation, les trois électrons du lithium se trouvent de façon plus probable dans les zones les plus foncées.

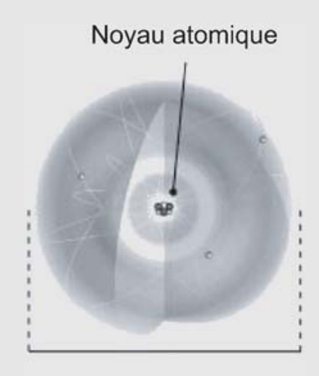



**Figure 1.1. Représentation de l'atome selon le modèle quantique.**
http://www.cea.fr/Fr/jeunes/livret/Atome/img/Nuage_atome_01.jpg

## *1.1.2. Définitions et nomenclature*

Un **élément chimique** (ou simplement un **élément**) est l'ensemble des atomes qui ont le même nombre de protons dans leur noyau. Ce nombre est appelé **numéro atomique** de l'élément. Les atomes d'un même élément chimique auront donc, dans leur état neutre, le même nombre d'électrons périphériques.

Les atomes appartenant à un même élément chimique ont tous les mêmes propriétés chimiques puisqu'ils portent le même nombre d'électrons. En effet, les propriétés chimiques d'un atome sont liées aux liaisons électroniques que celui-ci peut créer avec les électrons des atomes voisins... La différence entre les atomes d'un même élément chimique porte uniquement sur leur nombre de neutrons.

Ainsi chaque élément chimique est représenté par son nom, son symbole constitué par une ou deux lettres (H pour hydrogène, Fe pour fer), et un numéro atomique Z. Un atome pris au hasard dans le très grand nombre d'atomes différents existants ou susceptibles d'être créés, appartient à une « famille » d'atomes nommée élément chimique.

114 quatorze éléments chimiques sont aujourd'hui répertoriés, dont 113 portent un nom, et 89 existent à l'état naturel. Les éléments sont souvent représentés dans un tableau, appelé « tableau périodique de Mendeleiev », dont un exemple est donnée en annexe.

Pour décrire complètement un atome, la représentation suivante est utilisée :

$$^{A}_{Z}X$$

– X représente le symbole chimique de l'élément ;

– A et Z représentent respectivement le nombre de nucléons et le nombre de protons.

A est appelé nombre de masse, Z numéro atomique ou nombre de charges. Si N représente le nombre de neutrons, la relation liant ces trois nombres est :

$$A = N + Z$$

*Exemple* : $^{208}_{82}Pb$

Pb représente l'élément chimique Plomb, son nombre de masse est 208, son numéro atomique est 82 et son nombre de neutrons est donc égal à 126.

Dans ce qui suit, nous supprimerons l'indication de la valeur de Z puisque cette valeur est implicitement définie par l'indication du symbole chimique. Nous adopterons la notation suivante : $^{A}X$

*Exemples* : $^{12}C$, $^{32}P$, $^{56}Fe$, $^{60}Co$, $^{131}I$, $^{222}Rn$, $^{238}U$ . . .

## 1.1.3. Isotopes et isobares

Les différents atomes appartenant à un même élément chimique sont appelés **isotopes** de cet élément. Chaque isotope d'un même élément possède donc le même nombre de protons (numéro atomique Z identique). Tous les isotopes d'un même élément ont des propriétés chimiques identiques : c'est le caractère commun qui définit l'élément chimique. Mais ils diffèrent par leur nombre de neutrons et possèdent donc un nombre de masse A différent.

*Exemple des isotopes de l'élément hydrogène* : $^{1}H$, $^{2}H$, $^{3}H$

Les **isobares** sont des atomes ayant le même nombre de masse A et un numéro atomique différent.

*Exemple d'isobares* : $^{14}C$, $^{14}N$, $^{14}O$
Ils n'auront aucune propriété chimique commune.

# 1.2. Stabilité et instabilité nucléaire

Les noyaux peuvent être classés en deux catégories : les noyaux stables de durée de vie infinie et les noyaux instables dont les durées de vie varient de la nanoseconde aux milliards d'années.

## 1.2.1. Noyaux stables

Les noyaux des atomes stables possèdent un nombre de protons et de neutrons tels que leur architecture est parfaitement équilibrée et sauf perturbation extérieure, cette structure ne se modifie pas.

*Exemple d'atomes stables* : $^{1}$H, $^{12}$C, $^{16}$O, $^{39}$K, $^{56}$Fe, $^{127}$I . . .

Sur la figure 1.2, où le nombre de masse A est représenté sur l'axe des ordonnées et le numéro atomique Z sur l'axe des abscisses, sont représentés l'ensemble des 3 139 noyaux répertoriés à ce jour. Parmi ces noyaux, 256 existent à l'état naturel, les autres étant produits artificiellement.

La zone en noir sur la figure indique la répartition des noyaux stables.

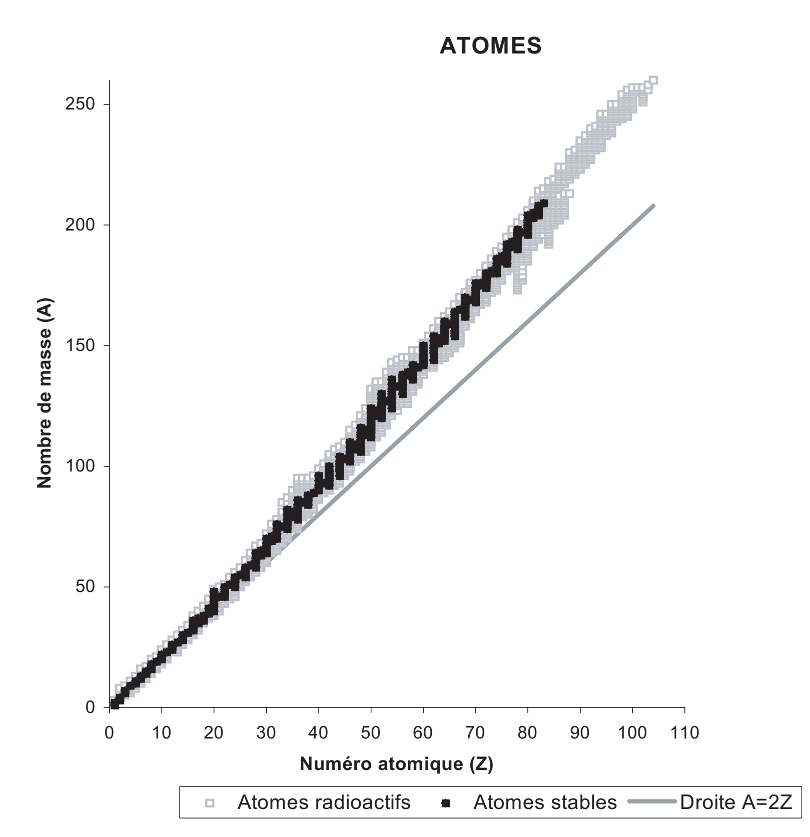



**Figure 1.2. Répartition des atomes stables et radioactifs en fonction de Z et de A.**

La stabilité est observée :

– pour les atomes légers quand leur nombre de protons est égal à celui des neutrons ;
  *Exemple* : $^{4}$He, $^{12}$C, $^{16}$O, $^{40}$Ca

– pour les atomes plus lourds excédentaires en neutrons (A ≈ 2,6 Z). La zone noire de la figure 2 s'écarte en effet de la droite A = 2 Z.
  *Exemple* : $^{133}$Cs, $^{180}$W, $^{196}$Hg, $^{208}$Pb

### 1.2.2. Noyaux radioactifs

Un noyau n'est stable que si l'assemblage des Z protons et N neutrons qui le constitue est lié. Dans le cas contraire, il est instable. Cette instabilité se traduit pas un excès d'énergie. Le noyau va spontanément se transformer en d'autres noyaux afin de revenir vers un état plus stable. Cette transformation s'accompagne de l'émission de rayonnements, porteurs de l'énergie libérée.

Ces atomes instables sont dits **radioactifs**, on les appelle également **radionucléides ou radioisotopes**.

De tels atomes peuvent exister naturellement ou être créés artificiellement auprès des accélérateurs de particules (voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique »).

*Exemple* :

– atomes radioactifs naturels : $^{14}$C, $^{232}$Th, $^{238}$U

– atomes radioactifs artificiels : $^{18}$F, $^{90}$Sr, $^{192}$Ir

Sur les 118 éléments connus actuellement, une trentaine ne possèdent aucun isotope stable.

Enfin rappelons une définition bien trop souvent oubliée : si, comme cela a été vu précédemment, un **radionucléide** est un isotope radioactif ($^{60}$Co ou $^{137}$Cs), un **radioélément** est un élément dont tous les isotopes sont radioactifs. Le technécium (Tc), le neptunium (Np), le plutonium (Pu) sont des radioélements. Il est donc incorrect d'utiliser le mot radioélément pour désigner le cobalt-60 ou le césium-137 comme cela est fait trop souvent.

## 1.3. Énergie et intensité d'émission d'un rayonnement

D'une manière générale, un rayonnement, ou une radiation, est défini comme un mode de propagation de l'énergie dans l'espace. Il est donc caractérisé par son énergie et son intensité d'émission.

### 1.3.1. Énergie d'un rayonnement

Dans le système international, l'énergie s'exprime en joules (J). En physique atomique et nucléaire l'unité courante est l'électron-volt (eV) et ses multiples. L'électron-volt correspond

à l'énergie d'un électron soumis à une différence de potentiel de 1 volt (voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique »).

$$1 \text{ eV} = 1{,}6.10^{-19} \text{ J}$$

– le kiloélectron-volt (keV) : $1 \text{ keV} = 10^3 \text{ eV}$
– le mégaélectron-volt (MeV) : $1 \text{ MeV} = 10^6 \text{ eV}$
– le gigaélectron-volt (GeV) : $1 \text{ GeV} = 10^9 \text{ eV}$

### *1.3.2. Intensité d'émission d'un rayonnement*

L'intensité d'émission est définie comme le pourcentage de rayonnements d'un type et d'une énergie déterminés, émis pour l'ensemble des transformations.

À titre d'exemple, sur 100 rayonnements issus de la désintégration d'un atome radioactif donné, s'il en est décompté 80 de type $R_1$, 15 de type $R_2$ et 5 de type $R_3$, alors l'intensité d'émission de ces rayonnements sera égale respectivement à $I_{R1}$ = 80 %, $I_{R2}$ = 15 % et $I_{R3}$ = 5 %.

La représentation de l'intensité d'émission d'un rayonnement en fonction de son énergie est appelée « spectre en énergie ». Dans les paragraphes suivants, nous distinguerons les spectres de raies des spectres continus en énergie.

## 1.4. Modes de transformation du noyau

Un radionucléide, noyau instable, va tendre vers la stabilité en se transformant par **désintégration** et/ou **désexcitation**. Dans le cas d'une désintégration, la structure du noyau est modifiée alors que, dans le cas d'une désexcitation, l'énergie en excès est libérée sans modification de structure.

Les radionucléides sont des sources de rayonnements désignés par les 3 premières lettres de l'alphabet grec : alpha (α), bêta (β) et gamma (γ). Ils ont été identifiés respectivement à des noyaux d'hélium-4, à des électrons et à des photons.

Toute transformation radioactive obéit entre autres aux lois physiques générales de conservation de la charge électrique et de l'énergie totale.

### *1.4.1. Désintégrations radioactives*

Une désintégration radioactive donne naissance à un atome fils de numéro atomique Z différent de celui de l'atome père, donc appartenant à un élément chimique différent. C'est un phénomène de transmutation.

#### *1.4.1.1. Désintégration alpha*

D'après la figure 1.2, tous les isotopes des éléments chimiques lourds, de Z supérieur à 82, sont radioactifs. Pour tendre vers la stabilité, ces isotopes doivent faire diminuer leur masse. Au sein de l'atome radioactif, deux protons et deux neutrons s'associent pour former un noyau d'hélium $^4$He qui, expulsé, constitue ce que l'on appelle le rayonnement alpha.

La désintégration α peut être représentée par les relations :

$$^{A}_{Z}X_{N} \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}Y_{N-2} + {}^{4}_{2}He_{2}$$

ou

$$^{A}X \rightarrow {}^{A-4}Y + \alpha$$

La désintégration conduit à un nouvel élément dont le numéro atomique Z est inférieur de 2 unités.

Si le rayonnement alpha emporte avec lui l'intégralité de l'énergie en excès dans le noyau père, le noyau fils est produit dans son état dit « fondamental ». Dans ce cas, le rayonnement alpha est monoénergétique. Ce type de radionucléide est appelé émetteur « pur ». C'est le cas du polonium-210.

*Exemple* :

$$^{210}Po \rightarrow {}^{206}Pb + \alpha$$

$$E_{\alpha} = 5{,}3 \text{ MeV} \quad I_{\alpha} = 100\ \%$$

Lorsqu'il reste de l'énergie en excès dans le noyau fils, on dit que celui-ci est produit dans un état excité, il est noté $^{A-4}Y^{*}$.

*Exemple* :

$$^{232}Th \rightarrow {}^{228}Ra^{*} + \alpha$$

$$E_{\alpha 1} = 4{,}01 \text{ MeV} \quad I_{\alpha 1} = 77\ \%$$

$$E_{\alpha 2} = 3{,}95 \text{ MeV} \quad I_{\alpha 2} = 23\ \%$$

77 % des désintégrations du thorium-232 conduisent au niveau fondamental de son descendant, le radium-228, et s'accompagnent de l'émission de rayonnements α d'énergie 4,01 MeV ; les 23 % restantes aboutissent à un niveau excité du noyau fils, les particules α émises sont alors moins énergétiques.

Le spectre en énergie des particules α est un spectre de raie(s), généralement très proches les unes des autres, comme le montre la figure 1.3.

De manière générale, les énergies d'émission des rayonnements alpha issus de la radioactivité sont comprises entre 3 et 9 MeV.

### 1.4.1.2. Désintégration bêta moins

Selon la figure 1.2, on remarque que les nucléides ayant un excès de neutrons sont radioactifs. Pour tendre vers la stabilité, un neutron du noyau se transforme en un proton. La conservation de la charge électrique lors de la désintégration implique qu'en plus du proton il y ait création d'un négaton (électron chargé négativement) appelé rayonnement $\beta^-$. La conservation d'autres grandeurs non précisées ici engendre l'émission d'une particule électriquement neutre et de masse infiniment petite : l'anti-neutrino.

La désintégration $\beta^-$ peut être représentée par les relations :

$$^{A}_{Z}X_{N} \rightarrow {}_{Z+1}^{\ \ A}Y_{N-1} + \beta^- + \overline{\nu}_e$$

ou

$$^{A}X \rightarrow {}^{A}Y + \beta^- + \overline{\nu}_e$$





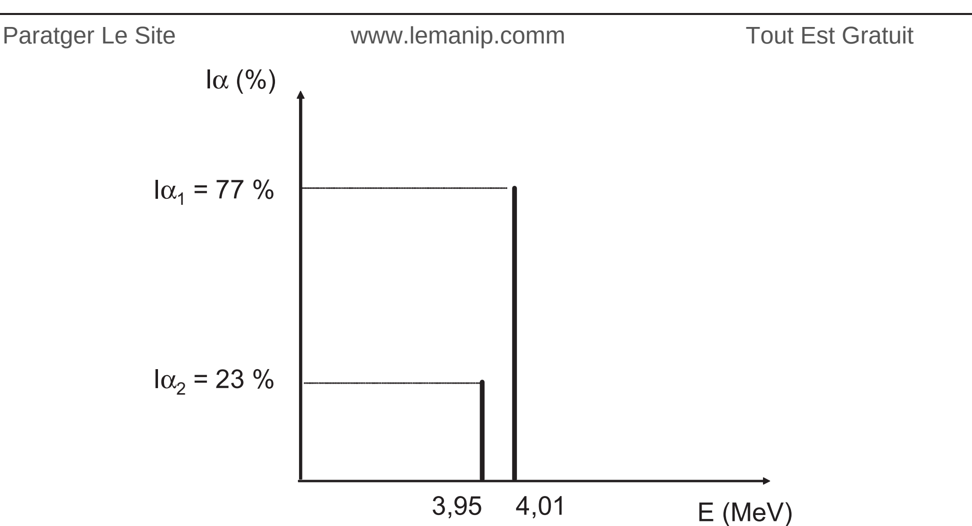



**Figure 1.3. Spectre en énergie des particules alpha émises par le thorium-232.**



ou

$$n \rightarrow p + e^- + \overline{\nu}_e$$

Ce mode de désintégration qui se traduit par la transformation d'un neutron en proton permet aux atomes instables, car excédentaires en neutrons, de tendre vers un état plus stable. Il convient de noter que les noyaux père et fils ont le même nombre de masse A : il s'agit d'une transformation isobarique.

Cette transformation conduit à un nouvel élément dont le numéro atomique Z comporte une unité supplémentaire.

En raison de ses caractéristiques, l'anti-neutrino est indétectable par les moyens conventionnels. Seul le rayonnement $\beta^-$ est observable et interagit avec la matière (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »).

À chaque désintégration, l'énergie totale libérée $E$ se distribue au hasard entre le rayonnement $\beta^-$ et l'anti-neutrino émis :

$$E = E_{\beta^-} + E_{\overline{\nu}_e}$$

Il en résulte que le spectre d'émission en énergie d'un rayonnement $\beta^-$ est un spectre continu, depuis une énergie nulle (l'énergie libérée est cédée en totalité à l'antineutrino et $E = E_{\overline{\nu}_e}$) jusqu'à une énergie maximale (l'énergie libérée est cédée en totalité au rayonnement $\beta^-$ et $E = E_{\beta\,max}$).

L'allure générale d'un spectre d'émission $\beta^-$ est représentée par la figure 1.4 où l'axe des abscisses correspond aux énergies des particules $\beta^-$ émises par une source émettrice $\beta^-$ et l'axe des ordonnées correspond au nombre de particules $\beta^-$ d'énergie donnée ($N_\beta$).

La forme exacte du spectre sera caractéristique du radionucléide émetteur.

L'énergie maximale est la seule indication fournie dans les ouvrages donnant les caractéristiques des radionucléides. Nous notons que l'énergie maximale d'émission des rayonnements $\beta^-$ issus de la radioactivité est comprise entre 10 keV et 3 MeV.

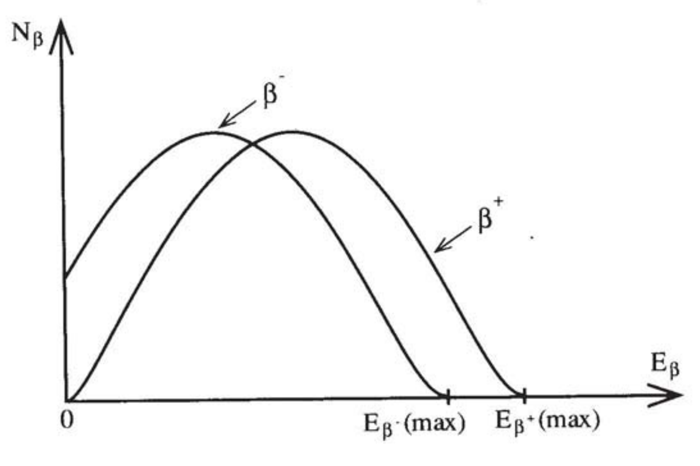



**Figure 1.4. Spectre en énergie des émissions β.**

Il est parfois utile de considérer l'énergie moyenne de cette distribution continue. La formule approchée suivante permet d'évaluer l'énergie moyenne à partir de l'énergie maximale : $E = \frac{E_{\beta\,max}}{3}$

*Exemple* :

$$^{32}P \;\rightarrow\; ^{32}S + \beta^- + \overline{\nu}_e$$

$$E_{\beta^-\,max} = 1{,}71\ \text{MeV} \quad I_{\beta^-\,max} = 100\ \%$$

Il s'agit dans ce cas d'un émetteur $\beta^-$ pur.

Comme pour les désintégrations α, certaines désintégrations $\beta^-$ conduisent à un niveau excité du descendant.

$$^{137}Cs \;\rightarrow\; ^{137}Ba + \beta^- + \overline{\nu}_e$$

$$E_{\beta^-\,max\,1} = 1{,}17\ \text{MeV} \quad I_{\beta^-\,max\,1} = 5\ \%$$

$$E_{\beta^-\,max\,2} = 0{,}51\ \text{MeV} \quad I_{\beta^-\,max\,2} = 95\ \%$$

### *1.4.1.3. Désintégration bêta plus*

De manière analogue à la désintégration $\beta^-$, les nucléides ayant un excès de protons sont également radioactifs. Pour tendre vers la stabilité, un proton du noyau se transforme en un neutron. La conservation de la charge électrique lors de la désintégration implique que en plus du neutron, il y ait création d'un positon (électron chargé positivement) appelé rayonnement $\beta^+$. Il est également observé l'émission d'un neutrino.

La désintégration $\beta^+$ peut être représentée par les relations :

$$^{A}_{Z}X_N \;\rightarrow\; ^{A}_{Z-1}Y_{N+1} + \beta^+ + \nu_e$$

ou

$$^{A}X \;\rightarrow\; ^{A}Y + \beta^+ + \nu_e$$

ou

$$p \;\rightarrow\; n + e^+ + \nu_e$$

Ce mode de désintégration qui se traduit par la transformation d'un proton en neutron permet aux atomes excédentaires en protons de tendre vers la stabilité. Comme la désintégration $\beta^-$, il s'agit d'une transformation isobarique qui va conduire à un nouvel élément dont le numéro atomique Z comporte une unité inférieure.

À chaque désintégration, l'énergie totale libérée, $E$, se distribue au hasard entre le rayonnement $\beta^+$ et le neutrino émis :

$$E = E_{\beta^+} + E_{\nu_e}$$

Il en résulte que le spectre d'émission en énergie d'un rayonnement $\beta^+$ est également un spectre continu en énergie (voir figure 1.4). Le décalage du spectre $\beta^+$ vers les fortes énergies est dû à la répulsion coulombienne du rayonnement $\beta^+$ par rapport aux protons constituant le noyau.

On peut considérer que l'énergie maximale d'émission des rayonnements $\beta^+$ issus de la radioactivité est comprise, comme l'émission $\beta^-$, entre 10 keV et 3 MeV et que l'énergie moyenne est environ égale au tiers de l'énergie maximale $E_{\beta^+ \max}$.

*Exemple* :

$$^{13}\text{N} \rightarrow \ ^{13}\text{C} + \beta^+ + \nu_e$$

$$E_{\beta^+ \max} = 1{,}20 \text{ MeV} \quad I_{\beta^+ \max} = 100~\% \text{ (émetteur } \beta^+ \text{ pur)}$$

#### 1.4.1.4. Capture électronique

Comme nous l'avons vu précédemment, les nucléides possédant un excès de protons sont radioactifs et peuvent tendre vers la stabilité par désintégration $\beta^+$. Néanmoins, il existe un autre phénomène compétitif : la capture électronique.

Ce processus désigne une réaction au cours de laquelle un noyau riche en proton capture un électron du cortège électronique. Ces deux particules s'associent pour former un neutron qui reste dans le noyau. Il est observé l'émission d'un neutrino.

La désintégration par capture électronique peut être représentée par les relations :

$$^{A}_{Z}\text{X} + e^- \rightarrow \ ^{A}_{Z-1}\text{Y} + \nu_e$$

ou

$$p + e^- \rightarrow n + \nu_e$$

Cette transformation conduit à un nouvel élément dont le numéro atomique Z comporte une unité inférieure.

Que ce soit par désintégration $\beta^+$ ou par capture électronique, c'est le même descendant qui est obtenu.

Le noyau capture préférentiellement un électron qui gravite sur une orbite très proche du noyau. Ce phénomène bouleverse l'ordonnancement rigoureux du cortège électronique qui se réorganise de proche en proche de façon à chasser la lacune créée vers l'extérieur de l'atome. Cette réorganisation donne naissance à l'émission de rayonnements électromagnétiques (rayons X) et/ou de rayonnements électroniques (dit électrons « Auger »). Les spectres en énergie obtenus pour ces rayonnements sont des spectres de raies.

Les valeurs des énergies de ces rayonnements extranucléaires sont liées à la valeur du numéro atomique Z de l'atome, mais elles sont dans tous les cas inférieures à 100 keV.

La relation empirique suivante permet d'avoir une estimation de l'énergie du rayonnement X :

$$E_X\,(\text{keV}) = \frac{Z^2}{100}$$

Les atomes en excès de protons peuvent donc être classés en trois catégories :

– ceux qui se désintègrent uniquement par émission $\beta^+$ ;

– ceux qui se désintègrent uniquement par capture électronique (CE) ;

*Exemple* : $^{55}$Fe $I_{CE} = 100$ %

– ceux qui peuvent se désintégrer soit par capture électronique, soit par émission $\beta^+$.

Dans ce dernier cas, il est nécessaire de connaître le pourcentage de désintégration de chacun des deux modes. Celui-ci va dépendre de deux facteurs : la masse du noyau radioactif et l'énergie en excès contenue dans ce noyau. Plus le noyau est lourd, plus il aura tendance à se désintégrer par capture électronique. Mais plus l'énergie en excès contenue dans le noyau est importante, plus le noyau aura tendance à se désintégrer par émission $\beta^+$. En effet, il est démontré que l'énergie en excès dans le noyau doit avoir une valeur minimale de 1,022 MeV pour que la désintégration $\beta^+$ puisse avoir lieu.

*Exemple* : $^{18}$F ; $E_{\beta^+\,max} = 0{,}63$ MeV $I_{\beta^+\,max} = 97$ % ; donc $I_{CE} = 3$ %

Il résulte de la définition de l'intensité d'émission que la somme des intensités d'émission de tous les rayonnements nucléaires émis lors des désintégrations ($\alpha$, $\beta^-$, $\beta^+$, CE) doit être égale à 100 %.

## 1.4.2. Désexcitation gamma

Suite à une désintégration, le noyau fils peut se trouver dans un état excité. Sauf cas très particulier des noyaux métastables (voir paragraphe 1.4.3), celui-ci se désexcite instantanément, en général par émission d'un rayonnement électromagnétique que l'on nomme rayonnement $\gamma$.

La désexcitation du noyau peut être représentée par la relation :

$$^{A}Y^{*} \rightarrow {}^{A}Y + \gamma$$

Dans laquelle $^{A}$Y représente l'état fondamental de Y ou un état excité d'énergie inférieur à celui de $^{A}Y^{*}$.

*Exemple* :

$$^{95}\text{Nb} \quad E_{\beta^-\,max} = 0{,}16 \text{ MeV} \quad I_{\beta^-\,max} = 99\ \%$$
$$E_\gamma = 0{,}77 \text{ MeV} \quad I_\gamma = 99\ \%$$

Le retour à l'état fondamental s'effectue dans certains cas en passant par plusieurs états excités intermédiaires : il en résulte l'émission de plusieurs rayonnements $\gamma$. Pour certains radionucléides, en raison de ce phénomène en cascade, la somme des intensités d'émission de tous les rayonnements $\gamma$ émis peut dépasser 100 %.



www.lemanip.com

*Exemple* :

$$
\begin{aligned}
{}^{60}\text{Co} \ : \quad & E_{\beta^- \text{max}} = 0{,}32 \text{ MeV} \quad & I_{\beta^- \text{max}} \approx 100\ \% \\
& E_{\gamma 1} = 1{,}17 \text{ MeV} \quad & I_{\gamma 1} = 100\ \% \\
& E_{\gamma 2} = 1{,}33 \text{ MeV} \quad & I_{\gamma 2} = 100\ \%
\end{aligned}
$$

Le spectre en énergie d'émission des rayonnements γ est un spectre de raies.

L'énergie d'émission des rayonnements γ issus de la radioactivité est généralement comprise entre 60 keV et 3 MeV.

**Pour en savoir plus**

**Les électrons de conversion interne**

Nous venons de voir que le retour à l'état fondamental d'un noyau fils émis dans un état excité libère de l'énergie. Cette énergie peut être émise, soit sous forme de rayonnements électromagnétiques γ, soit transférée à un électron du cortège électronique qui sera alors expulsé de l'atome. Cet électron est appelé « électron de conversion interne ».

Si l'énergie est libérée sous forme d'un rayonnement γ, l'énergie $E_\gamma$ de ce rayonnement sera égale à l'excès d'énergie contenu dans le noyau.

S'il y a émission d'un électron de conversion interne, son énergie sera égale à la différence entre l'énergie en excès contenue dans le noyau moins l'énergie nécessaire pour arracher l'électron du cortège électronique (l'énergie de liaison de cet électron). Par exemple, l'électron de conversion interne issu de la couche K du cortège électronique aura pour énergie $E_\gamma$ moins l'énergie de liaison de la couche K.

$$E_{\text{ciK}} = E_\gamma - E_{\text{lK}}$$

Du fait de la lacune créée dans le cortège électronique, il s'en suivra un réarrangement conduisant à l'émission de rayonnements identiques à ceux décrits lors de la désintégration par capture électronique.

### *1.4.3. Radionucléides métastables*

Dans quelques rares cas, le noyau fils, émis dans un état excité, ne se désexcitera pas instantanément mais avec une période qui lui est propre. Ces états excités particuliers sont nommés « niveaux métastables ».

L'exemple le plus connu est le technétium-99 métastable, noté $^{99m}$Tc, très utilisé dans le domaine médical (voir chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants »). Il est obtenu à partir du molybdène-99, selon la réaction suivante :

$$^{99}\text{Mo} \rightarrow {}^{99\text{m}}\text{Tc} \rightarrow {}^{99}\text{Tc}$$

La période du molybdène-99 est égale à 66 heures et celle du technétium- 99m à 6 heures.

Ces niveaux métastables sont à considérer comme ayant une décroissance propre à partir d'une valeur de période supérieure à 10 minutes (*CIPR publication* n° 38).

# 1.5. Grandeurs physiques et propriétés fondamentales

## 1.5.1. Activité

Une matière radioactive, ou source, est constituée d'un très grand nombre d'atomes qui ne vont pas tous se désintégrer en même temps. L'activité $A$ caractérise cette source radioactive et permet de « quantifier » sa radioactivité : elle est égale au nombre de désintégrations se produisant dans cette source par unité de temps.

L'unité légale de l'activité est le becquerel (symbole : Bq).

1 becquerel = 1 désintégration par seconde

Le becquerel est une très petite unité et, dans la pratique, ce sont très souvent les multiples du becquerel qui sont utilisés :
– le kilobecquerel (kBq) : 1 kBq = $10^3$ Bq
– le mégabecquerel (MBq) : 1 MBq = $10^6$ Bq
– le gigabecquerel (GBq) : 1 GBq = $10^9$ Bq
– le térabecquerel (TBq) : 1 TBq = $10^{12}$ Bq

L'unité historique, parfois encore utilisée, bien que n'étant plus légale depuis 1985 est le curie (de symbole Ci). La relation liant les deux unités d'activité est la suivante :

$$1 \text{ Ci} = 3{,}7.10^{10} \text{ Bq} = 37 \text{ GBq}$$

## 1.5.2. Taux d'émission

Le taux d'émission $n$ d'un rayonnement est défini comme le nombre de rayonnements d'un type et d'une énergie déterminés, émis par unité de temps.

Cette grandeur est égale au produit de l'activité par l'intensité d'émission.

$$n = A \times \frac{I}{100}$$

où $n$ est exprimé en $s^{-1}$ et $I$ en %.

## 1.5.3. Décroissance et période radioactive

Une source radioactive contient un grand nombre de noyaux radioactifs, ce nombre va diminuer au fur et à mesure des désintégrations. L'activité de la source radioactive décroît donc avec le temps.

La période radioactive d'une source, notée habituellement $T$, est le temps au bout duquel le nombre de noyaux radioactifs présents à l'instant initial aura diminué de moitié. C'est une caractéristique d'un isotope radioactif donné dont la valeur ne peut être modifiée.

Selon le radionucléide, la période radioactive peut prendre des valeurs très différentes, depuis la fraction de seconde jusqu'à des milliards d'années.

*Exemple* :

$$^{131}\text{I} \quad T = 8 \text{ jours}$$

$$^{238}\text{U} \quad T = 4{,}5 \text{ milliards d'années}$$

Vous pourrez trouver les périodes radioactives des radionucléides les plus usuels dans l'ouvrage *Radionucléides et Radioprotection* (*Guide pratique*, Delacroix, Guerre et Leblanc, EDP Sciences, 2006).

L'activité A d'une source est proportionnelle au nombre d'atomes radioactifs $N$ qui la composent et à l'inverse de la période :

$$A = \frac{N \times \ln 2}{T} \text{ ou encore } A = \lambda \cdot N$$

où $T$ est exprimé en secondes et $\lambda$ est la constante radioactive du radioisotope considéré.

L'application de la définition de la période permet de calculer directement l'activité résiduelle après un temps correspondant à un nombre entier de périodes.

Soit $A_0$ l'activité initiale,
après 1 période, l'activité résiduelle est égale à : $A_1 = \frac{A_0}{2}$
après 2 périodes, $A_2 = \frac{A_1}{2} = \frac{A_0}{4} = \frac{A_0}{2^2}$
après 3 périodes, $A_3 = \frac{A_2}{2} = \frac{A_0}{8} = \frac{A_0}{2^3}$
et après n périodes, $A_n = \frac{A_0}{2^n}$

Cette relation montre que, après 7 périodes, l'activité résiduelle est égale à environ un centième de l'activité initiale (1/128) et que, après 10 périodes, elle est égale à environ un millième de l'activité initiale (1/1 024).

Lorsqu'on doit déterminer l'activité d'une source après un temps de décroissance $t$ quelconque, il convient d'utiliser la loi générale de décroissance :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{t}{T} \times \ln 2} \text{ ou } A = A_0 \times e^{-\frac{t}{T} \times 0{,}693}$$

où : $A_0$ est l'activité initiale et $t$ est le temps de décroissance depuis l'instant initial.

Dans cette formule, il conviendra de vérifier que $t$ et $T$ sont exprimés dans les mêmes unités.

La loi exponentielle précédente a pour représentation graphique sur un papier semi-logarithmique une droite que l'on trace aisément à partir du point $\frac{A}{A_0} = 1$ à l'instant initial et d'un point $\frac{A}{A_0} = \frac{1}{2^n}$ au temps $t = nT$. La figure 1.5 représente la décroissance de l'iode-131, de période 8 jours.

*Considérons l'exercice d'application suivant* :
Soit une source de $^{32}$P de période égale à 14 jours et d'activité égale à 1 GBq. Nous souhaitons calculer son activité après 28 jours, puis après 50 jours :

– après 28 jours : ce temps de décroissance correspond à 2 périodes. L'activité aura donc diminué d'un quart.

$$A = 250 \text{ MBq } (0{,}25 \text{ GBq})$$

– après 50 jours : la durée de décroissance n'est pas égale à un nombre entier de périodes. Utilisons donc la formule générale de décroissance :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{t}{T}\times 0{,}693}$$

soit

$$A = 10^9 \times e^{-\frac{50}{14}\times 0{,}693} = 84 \text{ MBq } (0{,}084 \text{ GBq})$$

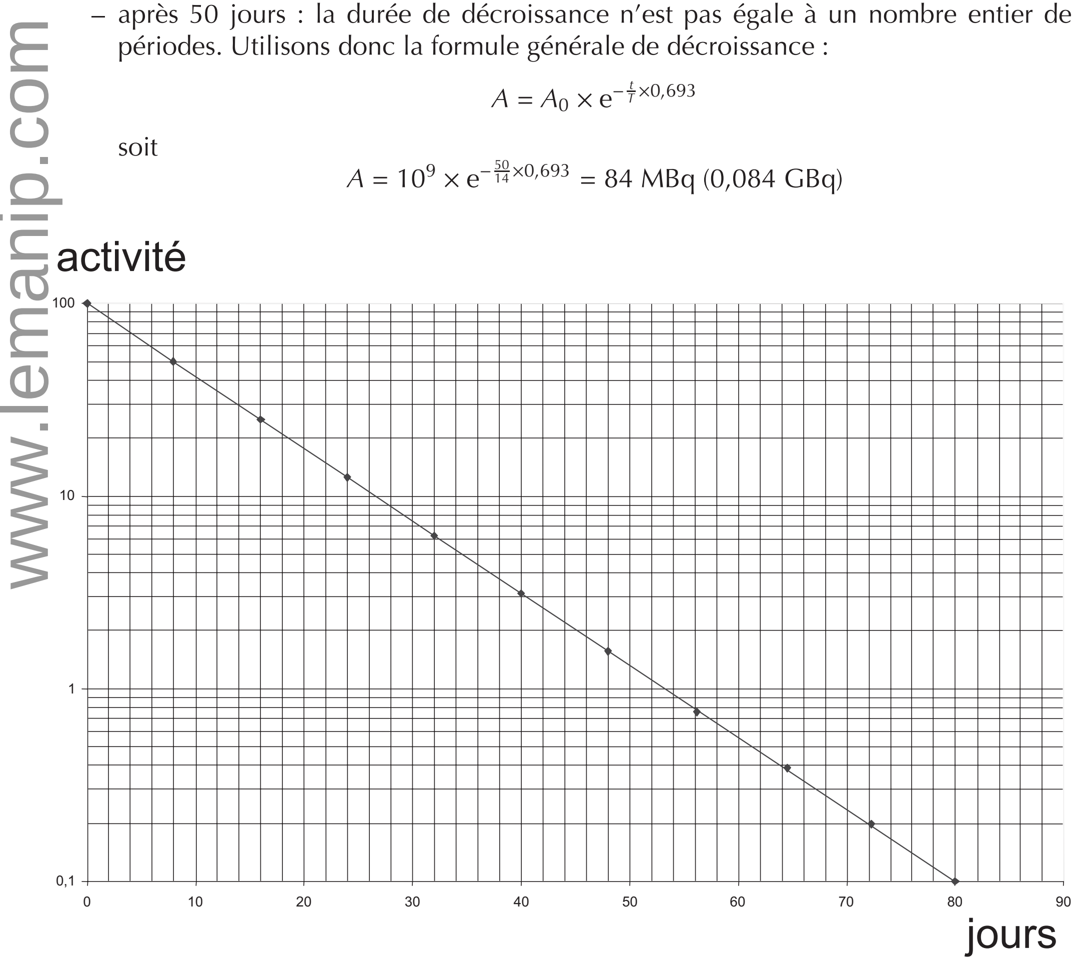



**Figure 1.5. Représentation graphique de la décroissance radioactive d'une source d'iode-131.**

## *1.5.4. Filiation radioactive*

Il y a « filiation radioactive » lorsque le noyau fils est également radioactif.

$$1 \xrightarrow{T_1} 2 \xrightarrow{T_2} 3$$

Dans ce cas, l'activité du corps 2 augmente au fur et à mesure que celle du corps 1 diminue. Mais, le corps 2 étant lui-même radioactif, son activité, dépendra à la fois de la période du corps 1 et de sa propre période.

Dans l'hypothèse où au temps initial, seul le corps 1 est présent (on la note $A_{1,0}$), l'activité du corps 2, noté $A_2$, peut être calculée à tout instant $t$ à l'aide de la relation générale suivante :

$$A_2 = \frac{T_1}{T_1 - T_2} \times A_{1,0} \times \left[e^{-\frac{t}{T_1}\times \ln 2} - e^{-\frac{t}{T_2}\times \ln 2}\right]$$

L'étude mathématique de cette relation donnant $A_2$ en fonction du temps montre que $A_2$ augmente, passe par un maximum puis décroît. À l'instant où $A_2$ est maximal, on montre que $A_2$ est égal à $A_1$.

Dans le cas particulier où $T_1$ est très supérieur à $T_2$, et après cet instant où $A_2$ est maximal, les corps 1 et 2 sont en équilibre, appelé **équilibre de régime** : le rapport des activités $A_1/A_2$ reste constant et $A_2$ évolue avec une période apparente égale à celle du corps 1 ($T_1$).

*Exemple* :

$$^{140}\text{Ba} \xrightarrow{T_1=13\text{ j}} {}^{140}\text{La} \xrightarrow{T_2=1{,}68\text{ j}} {}^{140}\text{Ce}$$

La figure 1.6 représente les variations des activités relatives du baryum-140 et du lanthane-140 en fonction du temps.

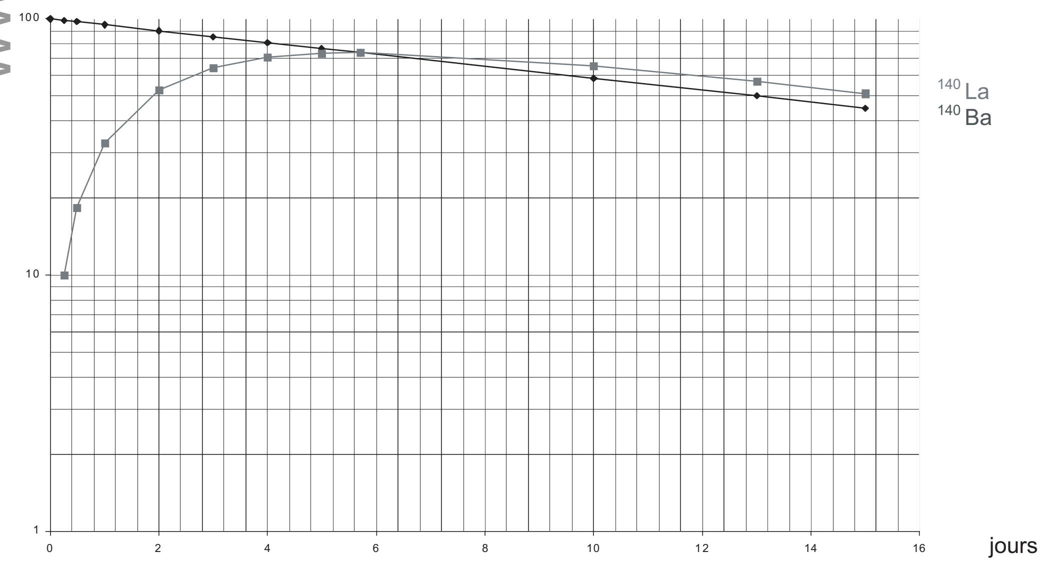



**Figure 1.6. Les variations des activités relatives du baryum-140 et du lanthane-140.**

En pratique, ce type de filiation permet de « produire » un radionucléide à période courte et d'en disposer rapidement par séparation chimique (élution sur colonne échangeuse d'ions).

La filiation du molybdène-99 est en particulier très utilisée en médecine nucléaire pour disposer du radionucléide fils , le technétium-99m :

$$^{99}\text{Mo} \rightarrow {}^{99m}\text{Tc} \rightarrow {}^{99}\text{Tc}$$

La période du molybdène-99 est égale à 66 heures et celle du technétium-99m à 6 heures. L'activité maximale du technétium-99m est obtenue après 23 heures environ. D'après ce qui a été vu précédemment, tant que le molybdène-99 et le technétium-99m n'ont pas été séparés, le technétium-99m évolue avec la période du molybdène-99, soit 66 heures, ce qui assure aux utilisateurs une disponibilité du produit beaucoup plus longue.

Dans la nature, il existe trois familles de filiation radioactives issues des éléments formés lors de la création de la Terre, comme par exemple celle de l'uranium-238 représentée figure 1.7.

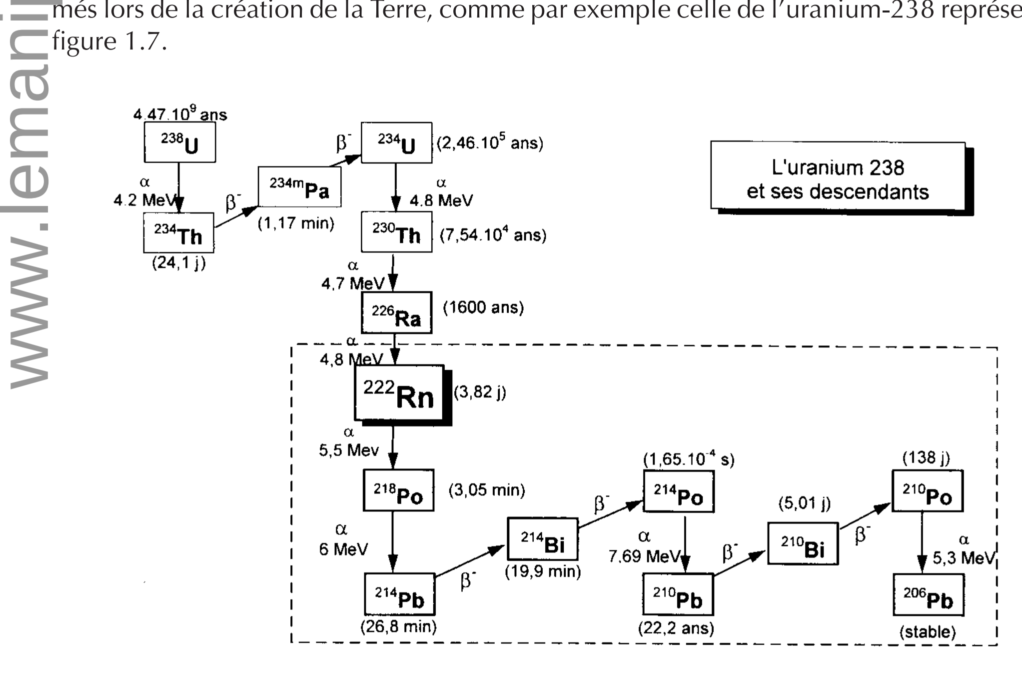



**Figure 1.7. Exemple de filiation radioactive : l'uranium-238.**





## *1.5.5. Relation masse - activité*

Soit une source composée d'atomes radioactifs de type $^{\mathcal{A}}X$, de période $T$. Par définition, la masse de $N_A$ atomes est très peu différente de $\mathcal{A}$ grammes. La masse de $N$ atomes $^{\mathcal{A}}X$ est donc égale à :

$$m = \mathcal{A} \times \frac{N}{N_A}$$

où $m$ est exprimée en grammes et $N_A = 6{,}02.10^{23}$ (nombre d'Avogadro).

Et, en reportant ce résultat dans la relation obtenue au paragraphe 1.5.3, nous obtenons (attention à ne pas confondre dans cette formule l'activité $A$ et le nombre de masse $\mathcal{A}$) :

$$A = N_A \times \frac{m}{\mathcal{A}} \times \frac{\ln 2}{T}$$

Cette dernière formule montre qu'à activité constante, la masse d'une source est inversement proportionnelle à sa période radioactive. Considérons une activité $A$ égale à $3{,}7.10^{10}$ Bq, la relation précédente appliquée aux radionucléides suivants donne :

| | | |
|---|---|---|
| $^{238}$U | $T = 4{,}5.10^9$ années | $m = 3\ 000$ kg |
| $^{226}$Ra | $T = 1\ 620$ ans | $m = 10^{-3}$ kg |
| $^{32}$P | $T = 14$ jours | $m = 3{,}4.10^{-9}$ kg |
| $^{99m}$Tc | $T = 6$ heures | $m = 0{,}19.10^{-9}$ kg |

### 1.5.6. Production de radionucléides artificiels : cas particulier de l'activation neutronique d'un produit stable

Les radionucléides à période courte n'existent pas à l'état naturel et doivent être fabriqués pour répondre aux besoins industriels ou médicaux (voir chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants »). Ils sont de ce fait nommés « radionucléides artificiels ». Nombre d'entre eux sont produits auprès d'accélérateurs ou de cyclotrons mettant en œuvre des réactions nucléaires sur des noyaux stables.

Dans ce paragraphe est décrit l'exemple de la réaction nucléaire (n, γ) ou **activation neutronique.** Cette technique est en particulier utilisée pour fabriquer du cobalt-60 à partir du cobalt-59 stable.

Une réaction nucléaire (n, γ) peut être écrite de manière générale :

$$\mathrm{X} + \mathrm{n} \ \rightarrow\ \mathrm{Y} + \gamma$$

Le nombre d'atomes Y formés durant l'irradiation par le faisceau de neutrons, par unité de temps $dt$, noté $dN_Y^+$, est proportionnel au nombre d'atomes de la cible ($N_X$), au flux de neutrons incidents $\Phi_n$ (nombre de neutrons par unité de temps et de surface) et à la probabilité de la réaction $\sigma_{XY}$ (appelée section efficace de la réaction, et exprimée en cm$^2$) :

$$dN_Y^+ = N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY} \cdot dt$$

Pendant le même intervalle de temps $dt$, et puisque le corps Y formé est radioactif, le nombre d'atomes Y qui va disparaître par décroissance radioactive, noté $dN_Y^-$, est égal à :

$$dN_Y^- = N_Y \cdot \lambda \cdot dt$$

où λ est la constante radioactive du radionucléide Y formé.

Le nombre d'atomes Y effectivement produits pendant l'intervalle de temps $dt$ est donc :

$$dN_Y = dN_Y^+ - dN_Y^-$$

$$dN_Y = N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY} \cdot dt - N_Y \cdot \lambda \cdot dt$$

soit,

$$dN_Y/dt + N_Y \cdot \lambda = N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY}$$

Compte tenu de la faible valeur des probabilités de réaction, $N_X$ peut être considéré comme constant et l'intégration de cette équation par rapport au temps donne, en considérant que la cible est inactive à l'instant initial :

$$N_Y(t) = \frac{N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY}}{\lambda} \cdot \left(1 - e^{-\lambda \cdot t}\right)$$

Ce nombre d'atomes Y ainsi créé correspond à une activité :

$$A = \lambda \cdot N_Y$$

Soit,

$$A(t) = N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY} \cdot \left(1 - e^{-\lambda \cdot t}\right)$$

Avec : $A$ = activité du corps radioactif créé (en Bq)
$\sigma_{XY}$ = section efficace de la réaction (en $cm^2$)
$\Phi_n$ = flux du faisceau de neutrons (en $cm^{-2}.s^{-1}$)
$t$ = temps d'activation
$\lambda$ = constante radioactive de l'atome Y. On rappelle que $\lambda = \ln 2/T$ où $T$ est la période radioactive.

Si le temps d'activation est long devant la période de l'élément radioactif formé, l'exponentielle tend vers 0. Si $t$ est plus grand que 10 $T$, alors la formule pourra être simplifiée :

$$A(t) = N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY}$$

*Exemple numérique* :

Soit une cible de cobalt-59 de 30 mg. La section efficace de la réaction $^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co$ est égale à $20.10^{-24}$ $cm^2$ et la période radioactive du cobalt-60 est de 5,27 années. Si le flux de neutrons $\Phi_n$ vaut $5.10^{12}$ neutrons.$cm^{-2}.s^{-1}$, quelle sera l'activité en cobalt-60 disponible après une irradiation de 30 jours ?

Reprenons la formule :

$$A(t) = N_X \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{XY} \cdot \left(1 - e^{-\lambda \cdot t}\right)$$

Sachant que 59 grammes de cobalt-59 contient une mole d'atomes soit $6{,}02.10^{23}$ atomes, 30 mg de cobalt-59 contient $3{,}06.10^{20}$ atomes. L'application numérique donne alors :

$$A = 3{,}06.10^{20} \times 20.10^{-24} \times 5.10^{12} \left[1 - e^{-\frac{30}{5{,}27 \times 365} \times \ln 2}\right] = 329.10^{6}\ \text{Bq}$$

## 1.6. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Parmi la liste des radionucléides suivants, indiquez ceux qui sont des isotopes :**

$$^{197}_{79}\text{Au} \quad ^{197}_{80}\text{Hg} \quad ^{194}_{78}\text{Pt} \quad ^{198}_{79}\text{Au} \quad ^{192}_{77}\text{Ir} \quad ^{197}_{81}\text{Tl} \quad ^{200}_{79}\text{Au}$$

**2. Quels sont les types de rayonnements ionisants émis suite à une désintégration par capture électronique ? Expliquez très brièvement leur origine.**

**3. Quelle est la caractéristique du spectre en énergie des particules émises lors de la désintégration bêta ? Quelle est la valeur indiquée dans les tables pour caractériser l'énergie des particules bêta émises ?**

**4. Quelle est la caractéristique des spectres en énergie des particules émises lors de la désintégration alpha ? La désexcitation gamma donne-t-elle un spectre de même nature ?**

**5. Soit une source radioactive de cobalt-56 d'activité 50 kBq. Elle se désintègre par émission bêta plus et par capture électronique. Elle émet également des rayonnements gamma. Les caractéristiques des différents rayonnements les plus importants sont les suivantes :**

$E_{\beta^+ max} = 1{,}46$ MeV, $I_{\beta^+} = 18$ %
$E_{\gamma_1} = 846$ keV, $I_{\gamma_1} = 100$ %
$E_{\gamma_2} = 1238$ keV, $I_{\gamma_2} = 67$ %
$E_{\gamma_3} = 2{,}6$ MeV, $I_{\gamma_3} = 17$ %

**a) Quelle est l'intensité d'émission de la désintégration par capture électronique ?**
**b) Quel est le taux d'émission du rayonnement bêta plus et du rayonnement $\gamma_2$ ?**

**6. Soit une source radioactive d'antimoine-124 d'activité initiale $2{,}5.10^5$ Bq, sa période étant égale à *T* = 60 jours.**
**a) Quelle est l'activité de la source après 4 mois ?**
**b) Quelle est l'activité de la source après 321 jours ?**

**7. Soit une source radioactive de phosphore-33 dont la période est égale à 25 jours. L'activité initiale de la source étant égale à $40.10^3$ kBq, au bout de combien de temps sera-t-elle égale à 500 kBq ?**

**8. Le cuivre-64 se désintègre par émission bêta moins, bêta plus et par capture électronique. Les caractéristiques des rayonnements émis sont les suivantes :**

$E_{\beta^- max} = 578$ keV, $I_{\beta^-} = 36{,}8$ %
$E_{\beta^+ max} = 653$ keV, $I_{\beta^+} = 18{,}1$ %
$E_{\gamma} = 1345$ keV, $I_{\gamma} = 0{,}5$ %

**a) Quelle est l'intensité d'émission des désintégrations par capture électronique ?**

**b) Quel sera le taux d'émission du rayonnement gamma de 1345 keV pour une source d'activité 7,4 MBq ?**

**c) La source précédente étant entourée d'une protection absorbant totalement les rayonnements bêta moins et bêta plus, quel sera le taux d'émission du rayonnement d'annihilation de 511 keV ? (*la lecture du chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière » est conseillée pour pouvoir répondre à cette question)***

**d) La période du cuivre-64 étant de 12,7 heures, quelle sera l'activité au bout de 38,1 heures ?**

**9. Considérons une source de 1 gramme de radium-226.**

**a) Calculer son activité. Qu'observez-vous ?**

**b) À quelle masse de tritium correspond cette activité ?**

**Données :** $N_A = 6{,}02.10^{23}$ **atomes**
$T$**(Radium-226) = 1 582,89 ans**
$T$**(Tritium) = 12,34 ans**

***Réponse 1*** **:**
Ce sont les isotopes de l'or (Au).

***Réponse 2*** **:**
Il n'y a pas de rayonnement détectable émis par le noyau suite à une désintégration par capture électronique. Les seuls rayonnements ionisants sont les rayons X et électrons Auger résultant de la réorganisation du cortège électronique provoquée par la disparition d'un électron très lié.

***Réponse 3*** **:**
Il s'agit d'un spectre en énergie continue de 0 à $E_{\beta\,max}$. Les tables indiquent toujours la valeur $E_{\beta\,max}$.

***Réponse 4*** **:**
Il s'agit d'un spectre de raies caractéristiques du radionucléide. La désexcitation gamma donne un spectre de même nature.

***Réponses 5*** **:**
**a)** $I_{CE} = 100 - I_{\beta^+} = 100 - 18 = 82\ \%$
**b)** $n_{\beta^+} = A \times \frac{I_{\beta^+}}{100} = 50.10^3 \times 0{,}18 = 9\,000\ \beta^+.s^{-1}$
$n_{\gamma_2^+} = A \times \frac{I_{\gamma_2}}{100} = 50.10^3 \times 0{,}67 = 33\,500\ \gamma_2.s^{-1}$

***Réponses 6*** **:**
**a)** On remarque que 4 mois, soit 120 jours, correspondent à 2 fois la période (60 jours) donc :

$$A_{4mois} = \frac{A_0}{2^n} = \frac{2{,}5.10^5}{4} = 62\,500\ \text{Bq}$$

**b)**
$$A_{321j} = A_0 \times e^{-\frac{\ln 2}{T}\times t} = 2{,}5.10^5 \times e^{-\frac{\ln 2}{60}\times 321} = 6\,130\ \text{Bq}$$

***Réponse 7*** **:**
On sait que :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{\ln 2}{T}\times t}\ ;$$

on en déduit donc que :

$$t = \frac{\ln\left(\frac{A_0}{A}\right)}{\ln 2} \times T = \frac{\ln\left(\frac{40.10^3}{500}\right)}{\ln 2} \times 25 = 158\ \text{jours}$$

***Réponses 8*** **:**
**a)** $I_{CE} = 100 - I_{\beta^+} = 100 - 36{,}8 - 18{,}1 = 45{,}1\ \%$
**b)** $n_\gamma = A \times \frac{I_\gamma}{100} = 7{,}4.10^6 \times \frac{0{,}5}{100} = 3{,}7.10^4\ \gamma.s^{-1}$
**c)** Il y a 2 photons d'annihilation de 511 keV pour une particule bêta plus émise donc :

$$n_{photons511\,keV} = 2 \times A \times \frac{I_{\beta^+}}{100} = 2 \times 7{,}4.10^6 \times \frac{18{,}1}{100} = 2{,}68.10^6\ \text{photons.s}^{-1}$$

**d)** On remarque que 38,1 heures correspond à 3 fois la période donc :

$$A_{38,1\,h} = \frac{A_0}{2^n} = \frac{7,4}{2^3} = 0,93 \text{ MBq}$$

***Réponses 9 :***

**a)** $A = N_A \times \frac{m}{\mathcal{A}} \times \frac{\ln 2}{T} = 6,02.10^{23} \times \frac{1}{226} \times \frac{\ln 2}{1\,582,89 \times 365,25 \times 24 \times 3\,600} = 3,7.10^{10}$ Bq

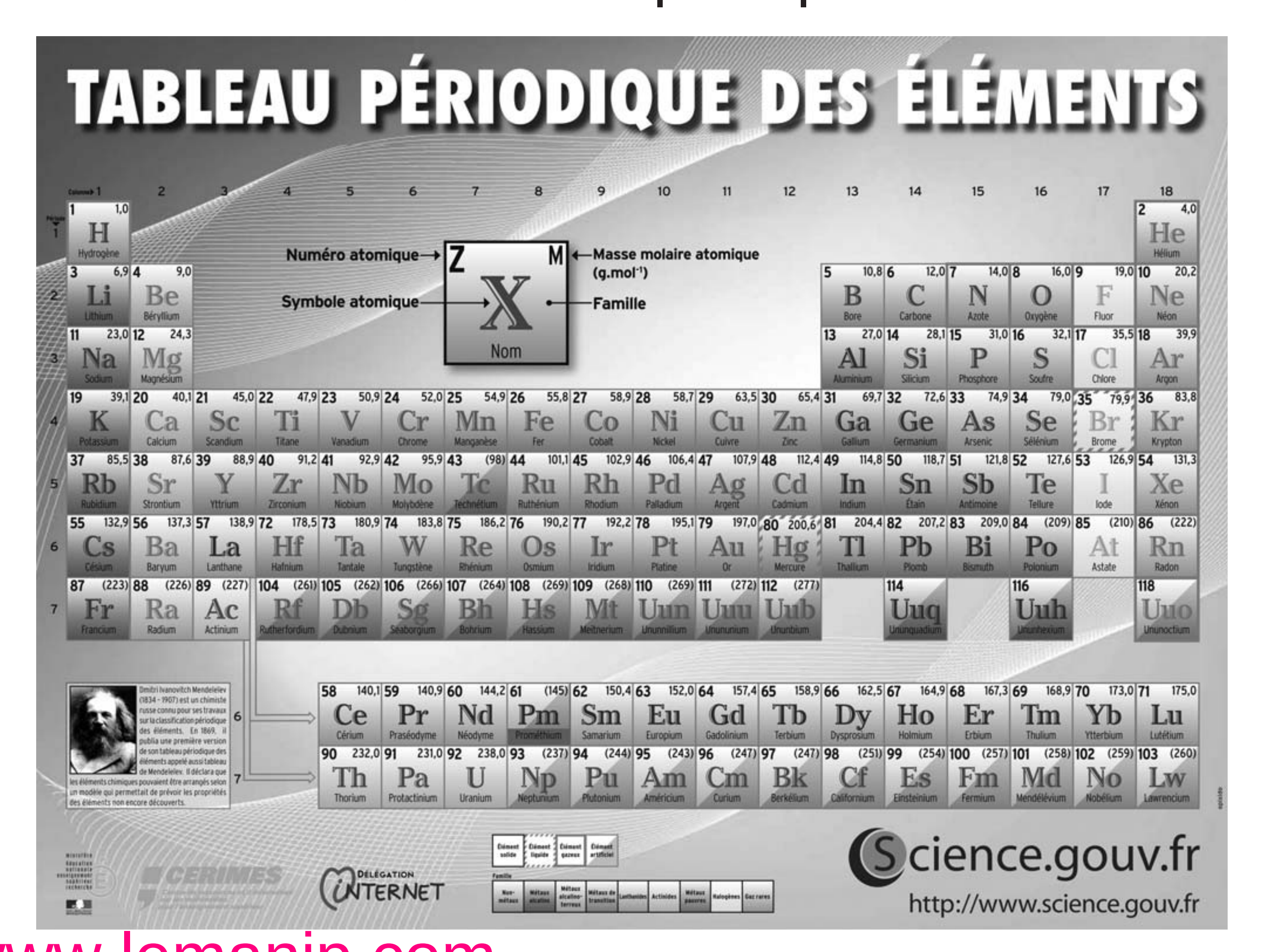
Cette activité vaut 1 curie. Le curie correspond donc à l'activité de 1 gramme de radium-226.

**b)** $A = N_A \times \frac{m}{\mathcal{A}} \times \frac{\ln 2}{T}$ donc :

$$m = \frac{A \times T}{\ln 2} \times \frac{\mathcal{A}}{N_A} = \frac{3,7.10^{10} \times 12,34 \times 365,25 \times 24 \times 3\,600}{\ln 2} \times \frac{3}{6,02.10^{23}} = 10^{-4} \text{ g} = 0,1 \text{ mg}$$

## 1.7. Annexe : Classification périodique de Mendeleiev





# 2 Interactions rayonnements-matière

*Hugues Bruchet*



## Introduction

Dans le chapitre précédent, le phénomène de radioactivité a été défini et les différents processus de transformations radioactives qui en résultent ont été décrits. Ainsi, il a été vu que l'énergie en excès contenue dans le noyau des isotopes radioactifs était libérée sous la forme de rayonnements ionisants d'énergies et de natures différentes. La nature de ces rayonnements dépend à la fois de la quantité d'énergie en excès contenue dans le noyau instable et de la structure de ce dernier (noyaux « lourds » de fort numéro atomique Z, noyau avec un excès de protons ou un excès de neutrons).

Alors que le chapitre 1 « Radioactivité » s'était limité dans l'espace à la source radioactive, l'objectif de ce chapitre 2 est de décrire le comportement des rayonnements ionisants après leur formation suite à une désintégration ou une désexcitation d'un noyau radioactif.

Ces rayonnements pourvus d'énergie vont interagir avec les structures constitutives de la matière c'est-à-dire essentiellement les électrons et les noyaux des atomes. En interagissant, le rayonnement va céder tout ou partie de cette énergie à la matière. En contrepartie, cette dernière subit des modifications du fait de cette interaction.

Il est important de noter dès à présent qu'il existe de nombreux types d'interactions « rayonnements-matière » en fonction de la nature du rayonnement et de la quantité d'énergie qu'il transporte.

Après avoir donné la définition et la classification des rayonnements ionisants, nous nous intéresserons à l'interaction des particules chargées avec la matière, en faisant une distinction entre les particules chargées légères (essentiellement les électrons) et les particules chargées lourdes (essentiellement les particules alpha).

Seront alors donnés des outils de calcul permettant d'estimer la valeur des parcours de ces particules dans la matière.

Dans un deuxième temps, nous étudierons le cas des ondes ou des rayonnements électromagnétiques. Nous verrons qu'il existe une loi permettant de décrire l'atténuation de ces rayonnements dans la matière.

Nous poursuivrons avec la description des interactions des neutrons avec la matière.

Enfin, les interactions entre rayonnements ionisants et matière étant assimilées à des transferts d'énergie, nous terminerons ce chapitre en donnant la définition d'une grandeur permettant de quantifier l'énergie cédée à la matière : la dose absorbée.

Les rayonnements ne peuvent être détectés et caractérisés que grâce à leurs interactions avec la matière dans laquelle ils se propagent. Ce chapitre servira donc de préambule essentiel avant le chapitre 6 « Détection des rayonnements ionisants ».



## 2.1. Définition et classification des rayonnements ionisants

On appelle rayonnement ou radiation le processus d'émission ou de transmission d'énergie sous la forme d'ondes électromagnétiques ou de particules.

Un rayonnement est dit **ionisant** quand il est susceptible d'arracher des électrons à la matière. Une définition plus exhaustive est donnée dans l'annexe I du décret n° 2002-460 relatif à la protection générale des personnes contre les rayonnements ionisants :

*« Un rayonnement ionisant est un transport d'énergie sous la forme de particules ou d'ondes électromagnétiques d'une longueur d'ondes inférieure ou égale à 100 nanomètres, soit d'une fréquence supérieure ou égale à $3 \times 10^{15}$ hertz, pouvant produire des ions directement ou indirectement. »*

Cette définition réglementaire, assez ardue de prime abord, laisse transparaître deux termes importants :

– tout d'abord un rayonnement ionisant est un transport d'**énergie** : sans énergie, pas de rayonnement ionisant donc pas de radioprotection puisque c'est l'énergie transférée à la matière qui va occasionner des dégâts dans celle-ci ;

– ensuite la **nature** de ce rayonnement : elle a une très grande importance dans la mesure où les types d'interactions dans la matière en seront dépendants. Autrement dit, une particule ou une onde électromagnétique vont céder leur énergie d'une façon bien caractéristique.

Les rayonnements pourront être classés comme dans la figure 2.1 en fonction de leur nature et de leur énergie (d'après J. Foos, *Manuel de radioactivité*, Formascience, 2001) :

– les **particules ou rayonnements particulaires**, qui ont une masse au repos. L'énergie totale de ces particules est donnée par la relation d'Einstein :

$$E = mc^2$$

où $m$ est la masse et $c$ la vitesse de la lumière ou « célérité » ($3.10^8$ m.s$^{-1}$).

Cette énergie totale peut elle-même être décomposée de la façon suivante :

$$E = mc^2 = T + m_0c^2$$

où $T$ est l'énergie cinétique de la particule et $m_0c^2$ l'énergie équivalent à la masse au repos de cette même particule ;

– les **rayonnements électromagnétiques**, qui sont constitués par un flux de photons et donc n'ont pas de masse. On emploie parfois à leur égard le terme « énergie qui se déplace ». Cette énergie est donnée par la relation :

$$E = \mathrm{h}\nu = \mathrm{h}\frac{c}{\lambda} \quad (2.1)$$

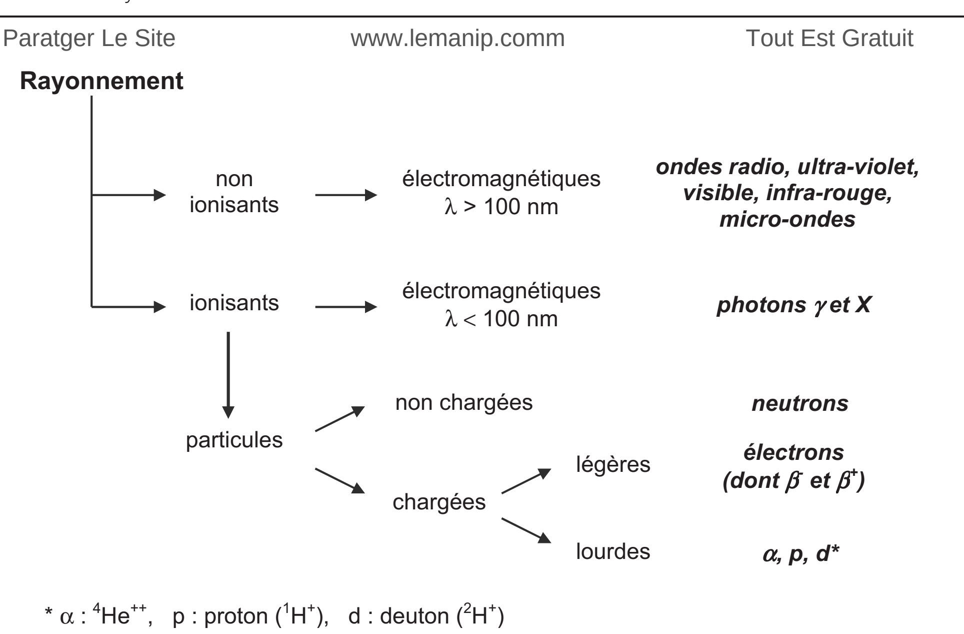



**Figure 2.1. Classification des rayonnements.**

où h est la constante de Planck (6,6.10$^{-34}$ J.s) et ν la fréquence du rayonnement (en s$^{-1}$) égale au rapport entre *c* et la longueur d'onde λ du rayonnement (en m).

Dans la plupart des cas, les rayonnements électromagnétiques seront caractérisés soit par leur énergie *E*, soit par leur longueur d'onde (cas de la figure 2.1).

Par définition, un rayonnement non ionisant aura une énergie insuffisante pour ioniser la matière. D'après la figure 2.1, on s'aperçoit que ce type de rayonnement est constitué essentiellement de rayonnements électromagnétiques de longueur d'onde supérieure à 100 nm.

Par opposition, un rayonnement ionisant aura une longueur d'onde inférieure à 100 nm (on retrouve bien la valeur précisée dans la définition) s'il s'agit d'un rayonnement électromagnétique. Les rayons γ et X entrent dans cette catégorie. Après application de la formule (2.1), l'équivalent en énergie de la valeur de longueur d'onde 100 nm est égal à 12,4 eV (voir « Pour en savoir plus » ci-après).

Un rayonnement ionisant peut également être de nature particulaire. Dans ce cas, on distingue les particules non chargées telles que les neutrons, et les particules chargées. Chez ces dernières, la masse est un critère important pour décrire le type d'interaction, nous considérerons donc séparément les particules chargées légères constituées essentiellement par les électrons, et les particules chargées lourdes, telles que les particules α, les protons ou les deutons (noyaux de deutérium).

## Pour en savoir plus

Pour connaître l'énergie minimale en électron-volt susceptible de provoquer l'ionisation de la matière, il suffit d'appliquer la formule (2.1) connaissant la valeur de

longueur d'onde correspondante (100 nm). Application numérique :

$$E = h\frac{c}{\lambda} = 6{,}6.10^{-34} \times \frac{3.10^{8}}{100.10^{-9}} = 1{,}98.10^{-18}\ \text{J}$$

Soit en électron-volt :

$$E = \frac{1{,}98.10^{-18}\ \text{J}}{1{,}6.10^{-19}} = 12{,}4\ \text{eV}$$



## 2.2. Interaction des particules chargées avec la matière

### *2.2.1. Interaction des électrons avec la matière*

Les électrons sont des particules légères porteuses d'une charge électrique élémentaire, négative pour les « négatons » et positive pour les « positons ».

Les électrons en mouvement dans un milieu matériel perdent leur énergie cinétique au cours d'interactions avec les atomes du milieu traversé. Deux cas de figure peuvent se présenter : les électrons agissent soit avec les électrons des atomes constituant le milieu, soit avec leur noyau.

Dans le cas d'une interaction « électron-électron », on parlera de collision. Il en existe deux types : l'**ionisation** et l'**excitation** ; dans le cas d'une interaction « électron-noyau », on parlera de **freinage**.

#### *2.2.1.1. Phénomènes d'ionisation et d'excitation*

Ces interactions sont les plus probables. L'électron incident transfère une partie de son énergie cinétique à l'électron atomique ; selon la valeur de la quantité d'énergie transférée, l'une ou l'autre de ces réactions aura lieu.



Ionisation (Figure 2.2)

L'énergie transférée par l'électron incident est supérieure à l'énergie de liaison de l'électron atomique. Ce dernier est donc expulsé de l'atome.

Lors d'une ionisation, l'énergie cédée par l'électron incident est généralement faible par rapport à son énergie cinétique totale. On en déduit qu'il faudra un grand nombre d'interactions avant que l'électron n'ait épuisé toute son énergie cinétique, et qu'il « s'arrête » dans la matière.

Dans le cas où l'électron incident est un négaton, il est impossible après l'interaction de le différencier de l'électron atomique expulsé. Par convention, c'est celui qui possède la plus grande énergie cinétique qui est considéré comme étant l'électron incident.

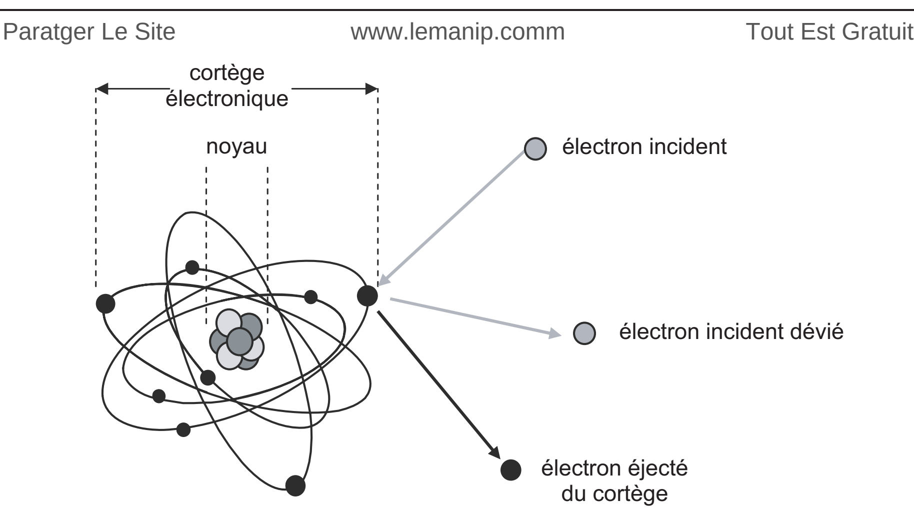



**Figure 2.2. Phénomène d'ionisation.**

## Excitation (Figure 2.3)

Dans ce cas, l'énergie transférée est exactement égale à la différence entre les énergies de liaison de deux couches électroniques. L'électron atomique saute sur une orbite correspondant à une couche électronique moins liée, on dit qu'il est « excité ».

Cet électron va chercher à retrouver son niveau énergétique de départ. Lors de son retour à sa couche originelle, de l'énergie est libérée sous la forme d'un photon dont la valeur d'énergie dépendra de la différence entre les deux niveaux énergétiques. On parle de réarrangement du cortège électronique. Ce phénomène s'observe également dans le cas d'une ionisation où il aboutit généralement à une émission en cascade de rayonnements électromagnétiques et/ou électroniques de faibles énergies (voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique »).

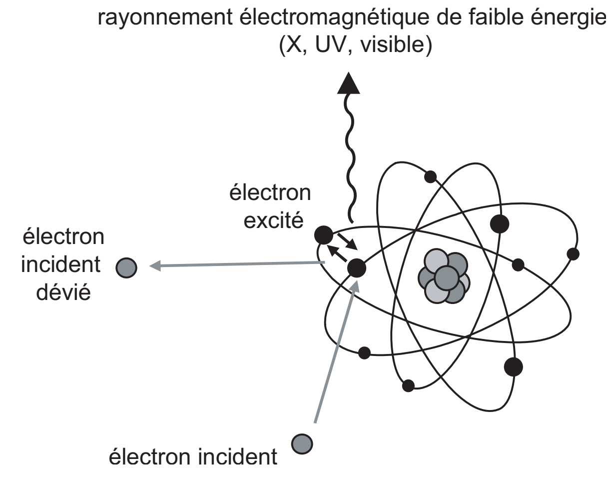



**Figure 2.3. Phénomène d'excitation.**

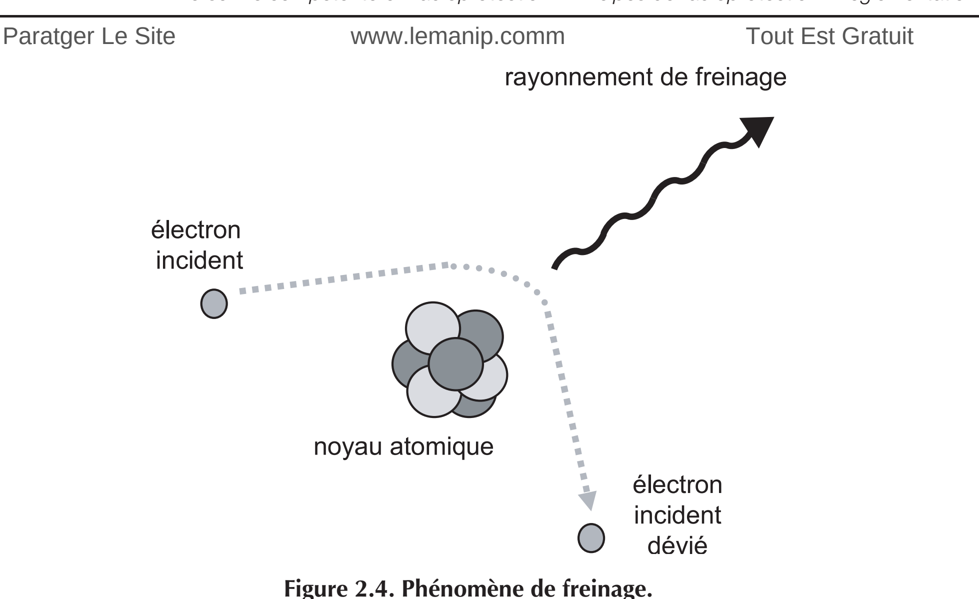



**Figure 2.4. Phénomène de freinage.**

Comme précédemment avec l'ionisation, l'énergie cédée par l'électron incident est faible par rapport à son énergie cinétique totale (elle est même inférieure à celle d'une ionisation).

### 2.2.1.2. Rayonnement de freinage

Plus rarement, les électrons incidents peuvent interagir avec les noyaux des atomes de la substance traversée. Ils subissent l'influence du champ coulombien du noyau : ils sont alors déviés et cèdent une partie de leur énergie au noyau. Cela se manifeste par un ralentissement ou freinage. L'énergie perdue est émise sous la forme de rayonnements X, dits de « freinage ».

*Remarque* : dans la littérature, on emploie aussi le terme de « *bremsstrahlung* » (« rayonnement de freinage », en allemand).

Ce phénomène n'est important que dans le cas d'électrons de forte énergie (supérieure à 1 MeV) traversant une matière constituée d'atomes lourds (numéro atomique Z élevé).

### 2.2.1.3. Transfert linéique d'énergie

Les trois mécanismes décrits précédemment permettent aux électrons de transférer leur énergie à la matière traversée. L'expérience montre que les faibles transferts d'énergie sont très favorisés ; les électrons doivent donc subir un très grand nombre d'interactions avant d'être stoppés. Il en résulte que le ralentissement peut être considéré comme un phénomène progressif et continu qui peut être caractérisé par le **transfert linéique d'énergie** (TLE).

Cette grandeur notée dE/dx donne l'énergie moyenne transférée par les électrons à la matière par unité de longueur de la trajectoire parcourue.

Le TLE, qui s'exprime en général en keV.cm$^{-1}$ ou en MeV.cm$^{-1}$, est fonction de l'énergie des électrons et de la nature de la substance traversée.

Dans le cas particulier des tissus vivants, les « dégâts biologiques » créés par les électrons sont d'autant plus importants que l'énergie cédée localement aux cellules est grande : le TLE est donc une grandeur importante dans la détermination de « l'effet biologique » (voir chapitre 4 « Effets biologiques des rayonnements »).

La figure 2.5 décrit les variations du TLE dans les tissus en fonction de l'énergie des électrons.

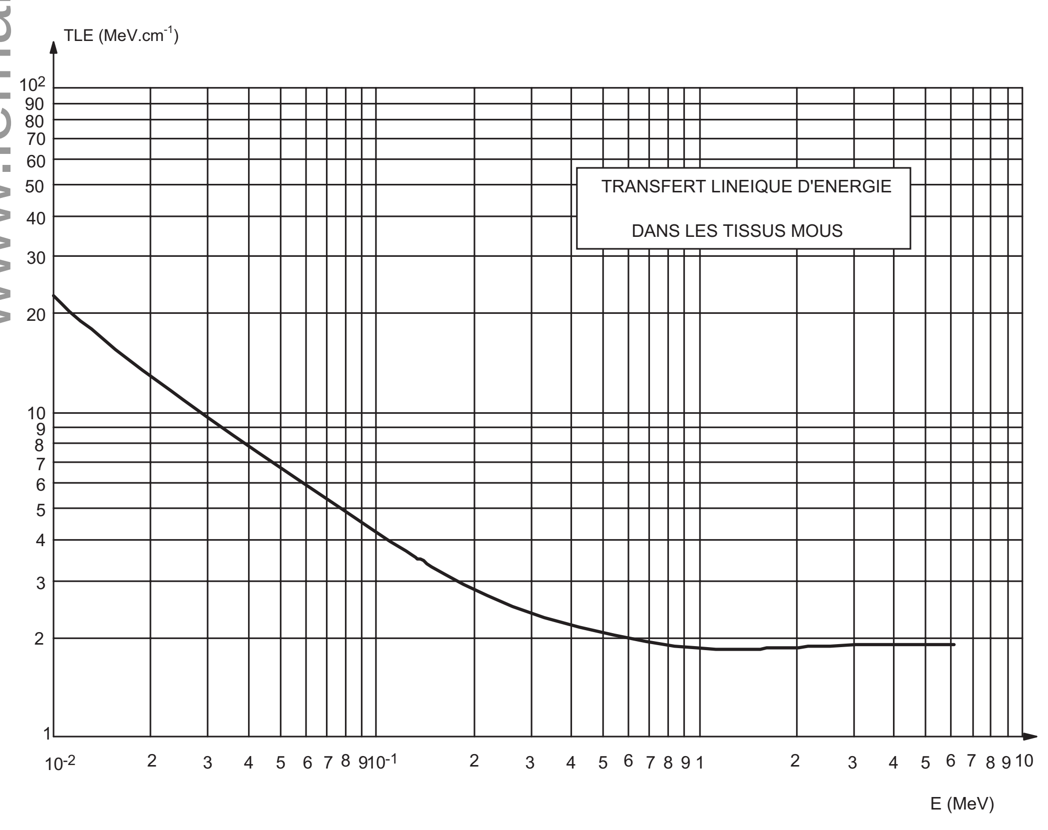



**Figure 2.5. Variation de la valeur du TLE des électrons dans les tissus en fonction de l'énergie.**

On peut constater :

– qu'à basse énergie, le TLE est une fonction décroissante de l'énergie. On peut en déduire que plus les électrons sont ralentis, plus la quantité d'énergie cédée à la matière par interaction est grande, plus leur aptitude à léser les cellules constitutives des tissus devient grande. Les électrons sont donc plus dangereux à la fin de leur parcours ;

– que pour 500 keV $< E <$ 5 MeV, le TLE peut être considéré comme sensiblement constant et égal à environ 2 MeV.cm$^{-1}$.

#### 2.2.1.4. Parcours des rayonnements électroniques



Les électrons ont une trajectoire très sinueuse : en effet, on observe généralement une déviation lors de chaque mode d'interaction (ionisation, excitation, freinage). Certains peuvent même subir une déviation de 180° (phénomène de rétrodiffusion).

Pour caractériser la trajectoire d'électrons ou de rayonnements électroniques, deux grandeurs peuvent être définies (Figure 2.6) :

- le **parcours** : il s'agit de la longueur réelle de la trajectoire de l'électron. Cette grandeur est peu utilisée en radioprotection ;
- la **portée** : elle représente la profondeur maximale atteinte par un faisceau d'électrons dans un milieu considéré. Cette grandeur est très utilisée en radioprotection lors de la conception d'écran (voir chapitre 7 « Protection contre l'exposition externe »).

Il est important de noter que dans le langage courant le mot parcours est souvent utilisé improprement pour désigner la portée.

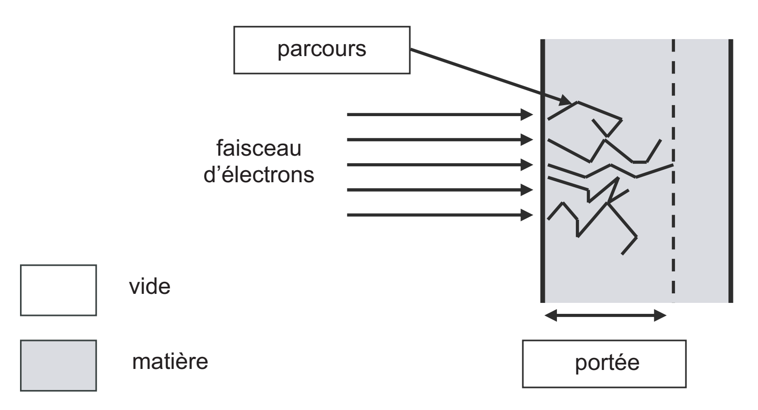



**Figure 2.6. Parcours et portée d'un faisceau d'électrons.**

Il existe de nombreuses relations empiriques permettant de calculer la valeur de la portée en fonction de l'énergie des électrons incidents et de la nature du matériau traversé. L'une d'entre elles, la formule de Katz et Penfold, est donnée par la relation suivante :

$$R = \frac{0{,}412\, E^n}{\rho} \quad \text{avec} \quad n = 1{,}265 - 0{,}0954 \ \ln E$$

où $R$ est la portée (en cm), $E$ est l'énergie des électrons (en MeV) et $\rho$ la masse volumique du matériau (en $g.cm^{-3}$).

Dans le cas particulier des rayonnements β, en substituant à $E$ la valeur $E_{max}$ caractéristique de l'énergie maximum du spectre, la formule précédente donnera la portée maximale, c'est-à-dire la portée correspondant aux électrons les plus énergétiques. Même si la valeur de la portée maximale s'éloigne de la réalité physique (l'énergie moyenne du spectre β étant plus conforme à la réalité), elle est très utilisée pour les calculs d'écrans. En radioprotection, on préfère bien souvent la surestimation du risque pour se protéger efficacement à la précision des résultats.

Pour illustrer la relation précédente, calculons la portée d'électrons ayant une énergie de 1,7 MeV (valeur correspondant à l'énergie maximale des particules β du phosphore-32) dans l'air et dans l'eau.

– Calculons d'abord la valeur de l'exposant *n* :

$$n = 1{,}265 - 0{,}0954 \text{ Ln } 1{,}7 = 1{,}214$$

– pour l'air, la valeur de la masse volumique ρ étant de $1{,}3.10^{-3}$ $g.cm^{-3}$, on en déduit par le calcul la valeur de la portée :

$$R_{\text{air}} = 0{,}412 \times 1{,}7^{1{,}214}/1{,}3.10^{-3} = 604 \text{ cm (environ 6 m)}$$

– pour l'eau, la valeur de la masse volumique ρ étant de 1 $g.cm^{-3}$, on en déduit par le calcul la valeur de la portée :

$$R_{\text{eau}} = 0{,}412 \times 1{,}7^{1{,}214}/1 = 0{,}78 \text{ cm}$$

La portée des rayonnements β est donc de quelques mètres dans l'air et d'environ un centimètre dans les tissus mous (équivalents à l'eau).

En prenant une valeur moyenne du TLE divisée par l'énergie initiale de l'électron, on peut calculer un parcours moyen. Si un électron à une énergie initiale de 1,7 MeV et un TLE de 1,75 $MeV.cm^{-1}$, le parcours moyen est calculé de la façon suivante :

$$\text{TLE} = dE/dx = E/p \text{ (parcours moyen)}$$

D'où :

$$p = E/\text{TLE} = 1{,}7/1{,}75 = 0{,}97 \text{ cm}$$

La valeur de parcours est donc bien supérieure à celle de la portée. Cela montre donc l'importance des déviations dans les trajectoires électroniques.

En règle générale, l'ordre de grandeur du parcours des électrons dans l'air est de l'ordre de **quelques mètres**.

Pour la majorité des radionucléides émetteurs $\beta^-$ , la valeur de la portée des particules β dans le plexiglas n'excède pas 1 cm. Des valeurs précises de portée dans le plexiglas seront données dans le chapitre 7 « Protection contre l'exposition externe ».

### *2.2.1.5. Cas particulier des positons*

Tout ce qui a été écrit précédemment s'applique aussi bien aux négatons qu'aux positons. Une particularité importante apparaît cependant dans le cas des positons lorsqu'ils ont perdu la totalité de leur énergie cinétique.

Au repos, le positon s'associe à un électron négatif et ces deux particules se dématérialisent. Ce phénomène d'**annihilation de la matière** s'accompagne de l'émission de deux rayonnements électromagnétiques (Figure 2.7).

Les lois générales de la conservation de l'énergie et de l'impulsion appliquées à l'annihilation montrent que ces deux rayonnements X d'énergie 511 keV sont émis dans des directions opposées (angle de 180°).

Tout écran utilisé pour absorber des positons ($\beta^+$) devient donc une source secondaire de rayonnements X monoénergétiques (511 keV) dont le nombre est deux fois plus important que celui des positons absorbés. Dans une optique de radioprotection, il conviendra de tenir compte de ce phénomène.

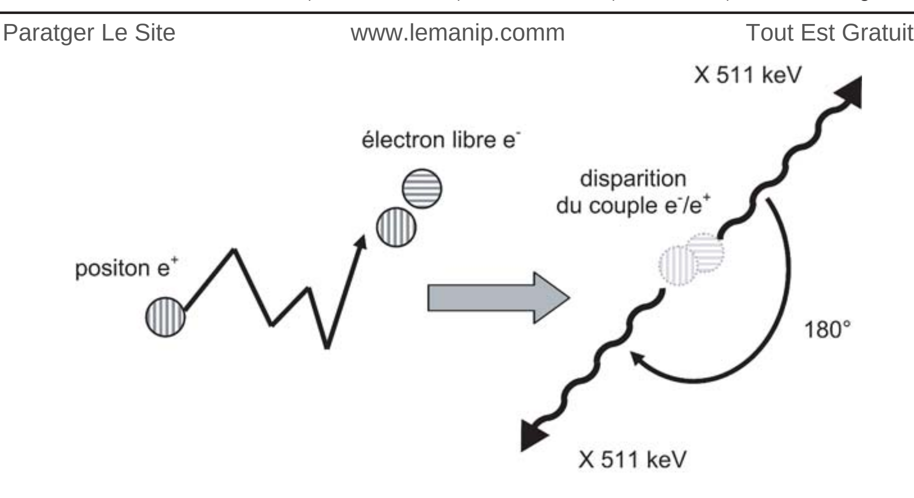



**Figure 2.7. Phénomène d'annihilation de la matière.**

## 2.2.2. Interaction des particules chargées lourdes avec la matière : cas des rayonnements alpha

Les processus de ralentissement des particules α dans la matière s'effectuent par **ionisation** ou par **excitation** (Figure 2.8). Leur charge électrique et leur masse plus élevées que celles des électrons font que la probabilité d'interaction avec les noyaux atomiques (freinage) est très faible. Leur trajectoire est pratiquement rectiligne et très courte. Ainsi, on peut considérer que portée et parcours sont identiques.

L'ordre de grandeur du parcours des particules α dans l'air est de **quelques centimètres** (Tableau 2.1). Le parcours dans les tissus mous sera très petit : de l'ordre de quelques dizaines de micromètres. Il sera donc aisé de se protéger de ce type de rayonnement dans le cas d'une exposition externe (voir chapitre 7 « Protection contre l'exposition externe »). Ainsi une simple feuille de papier est suffisante pour arrêter les particules d'énergies voisines de 6 MeV émises par les sources radioactives.

**Tableau 2.1. Valeurs du parcours dans l'air et dans l'eau pour quelques particules α.**

| Radionucléide | $^{232}$Th | $^{210}$Po | $^{218}$Po | $^{212}$Po |
|---|---|---|---|---|
| Eα (MeV) | 4,2 | 5,3 | 6 | 8,8 |
| Rα (cm) dans l'air | 2,6 | 3,8 | 4,6 | 8,6 |
| Rα (µm) dans l'eau | 32 | 48 | 57 | 107 |

Comme dans le cas des électrons, on peut donc définir un TLE : énergie moyenne transférée par unité de longueur de la trajectoire parcourue.

Si l'on considère une particule α d'énergie égale à 5 MeV, avec un parcours dans les tissus égal à 50 µm, le TLE sera égal à :

$$TLE = 5/50 = 0{,}1\ MeV.\mu m^{-1} = 100\ keV.\mu m^{-1} = 1\,000\ MeV.cm^{-1}$$

Si on compare ce résultat au TLE des électrons (environ 2 $MeV.cm^{-1}$), on constate que l'énergie cédée par les particules alpha est 500 fois plus importante, à parcours égal.

On peut donc dire que ce type de rayonnement sera particulièrement nocif lorsqu'il atteindra directement les tissus vivants (voir chapitre 7 « Protection contre l'exposition interne »).

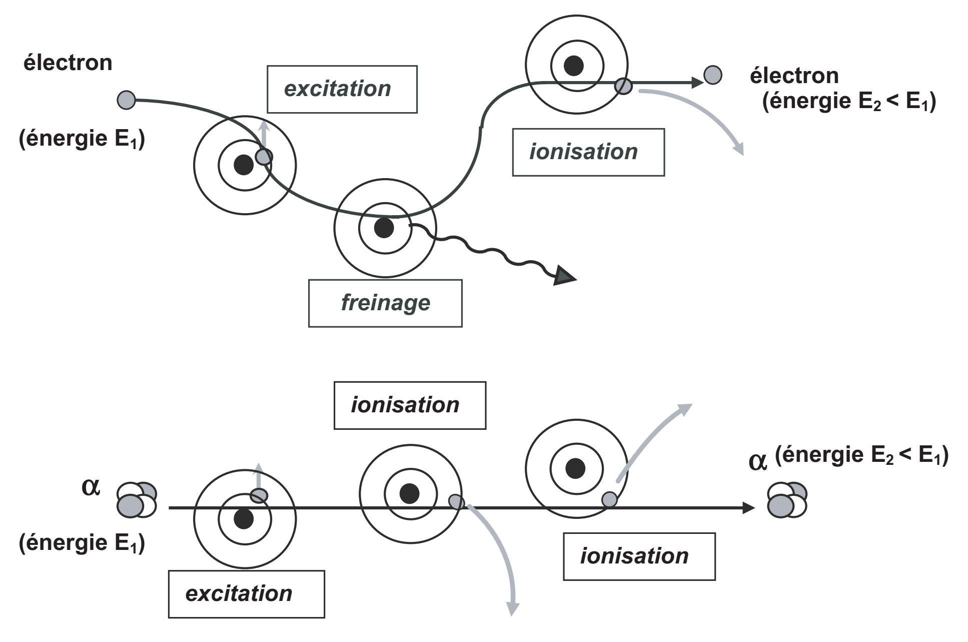



**Figure 2.8. Comparaison des interactions des électrons et des particules α dans la matière.**

## 2.3. Interaction des rayonnements électromagnétiques avec la matière

De par leur absence de masse, les rayonnements électromagnétiques sont très pénétrants dans la matière. Cela veut donc dire que leurs interactions avec la matière ont un caractère « rare » ou « aléatoire » par rapport à celles des particules chargées que l'on qualifie souvent d'interactions « obligatoires ». De ce fait, leur parcours sera très important : de l'ordre de **plusieurs centaines de mètres dans l'air**.

Les rayonnements électromagnétiques sont également appelés « rayonnements indirectement ionisants ». En effet lors de leurs interactions, ils mettent en mouvement des électrons, lesquels vont ioniser la matière selon les phénomènes vus précédemment.

Dans la gamme d'énergie étudiée ici (de 0 à quelques MeV), nous nous limiterons aux trois processus d'interaction suivants entre les rayonnements électromagnétiques et la matière :

– l'effet photoélectrique ;

– l'effet Compton ;

– l'effet de production de paires.

### 2.3.1. Effet photoélectrique

Le rayonnement incident transfère toute son énergie à un électron atomique de la substance traversée ; celui-ci est alors expulsé de son atome avec une certaine énergie cinétique (Figure 2.9).

La valeur de l'énergie cinétique $E_c$ est donnée par la relation suivante :

$$E_c = E_\gamma - E_l$$

où $E_\gamma$ est l'énergie du rayonnement électromagnétique incident (ici un rayon $\gamma$) et $E_l$ est l'énergie de liaison de l'électron atomique à sa couche électronique.

Sous réserve que l'énergie du rayonnement électromagnétique soit suffisante, plus l'énergie de liaison est grande, plus ce phénomène est probable.

Les effets photoélectriques correspondent donc à des ionisations des couches électroniques très liées (*K* ou *L*) des atomes qui se réorganisent en émettant des rayonnements secondaires électromagnétiques *X* ou électroniques (électrons Auger, voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique »).

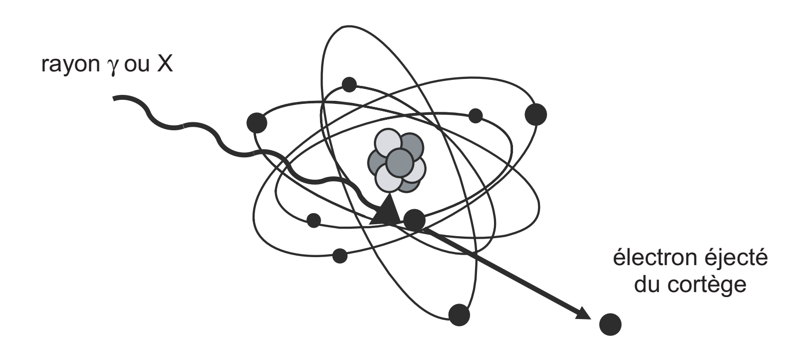



**Figure 2.9. Effet photoélectrique.**

### 2.3.2. Effet Compton

L'énergie du rayonnement *X* ou $\gamma$ incident ($E_\gamma$) est partagée entre l'électron atomique avec lequel ce rayonnement a interagi ($E_c$) et un rayonnement électromagnétique diffusé ($E_{\gamma'}$) (Figure 2.10).

$$E_\gamma = E_{\gamma'} + E\text{c}$$

où $E_\gamma$ est l'énergie du rayonnement électromagnétique incident (ici un rayon $\gamma$) et $E_\text{c}$ est l'énergie cinétique de l'électron éjecté.

Ce phénomène assimilable à une diffusion est d'autant plus probable que l'énergie de liaison de l'électron atomique est faible ; au contraire de l'effet photoélectrique, l'effet Compton concerne les électrons atomiques appartenant à des couches électroniques peu liées. C'est pour cette raison que l'énergie de liaison $E_\text{l}$ a été omise dans la formule ci-dessus.

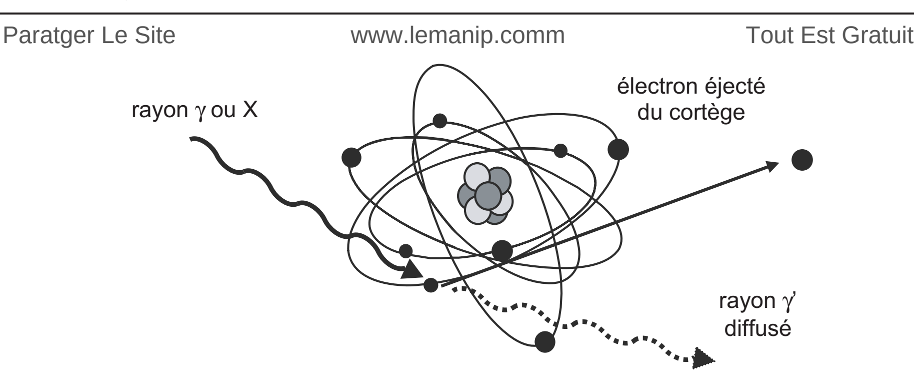



**Figure 2.10. Effet Compton.**

## 2.3.3. Effet de production de paires

Cet effet résulte de l'interaction d'un rayonnement électromagnétique avec les noyaux des atomes de la substance traversée. Le rayonnement incident disparaît et donne naissance à un positon et un négaton (Figure 2.11). L'énergie nécessaire pour obtenir la matérialisation de cette paire est égale à 1,022 MeV ; au-dessous de cette valeur, la réalisation de cet effet est énergétiquement impossible, au-dessus l'excèdent d'énergie ($E_\gamma$ – 1,022) apparaît sous forme d'énergie cinétique du positon et du négaton.

Il apparaît donc que les rayonnements électromagnétiques, grâce aux trois effets que nous venons de décrire, créent (paire positon-négaton) ou mettent en mouvement (photo-électron, électron Compton) des électrons qui vont ioniser la matière. C'est la raison pour laquelle on les qualifie de rayonnements indirectement ionisants.

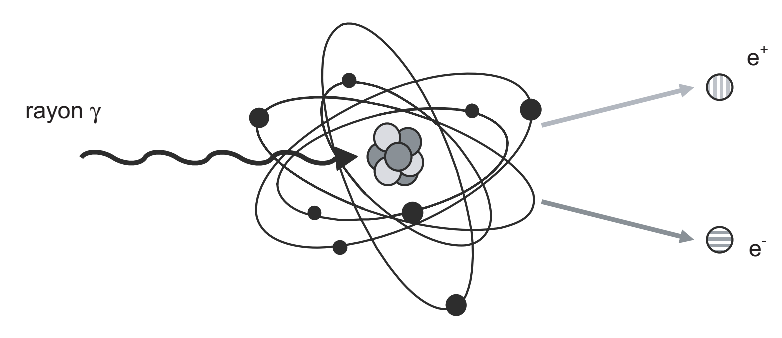



**Figure 2.11. Effet de production de paires.**

## 2.3.4. Domaine de prépondérance de chacun des effets

La probabilité d'occurrence de l'un des trois effets est fonction de l'**énergie du rayonnement électromagnétique** considéré et de la **nature de la matière** dans laquelle ce rayonnement se propage.

### Influence de l'énergie du rayonnement électromagnétique incident

La figure 2.12 illustre les variations des probabilités d'occurrence des trois effets dans les tissus biologiques en fonction de l'énergie. La grandeur appelée µ sera définie au paragraphe 2.3.5 « Loi d'atténuation des rayonnements électromagnétiques ». Ici nous nous contenterons de dire qu'elle est représentative de la probabilité d'interaction des rayonnements électromagnétiques dans la matière.

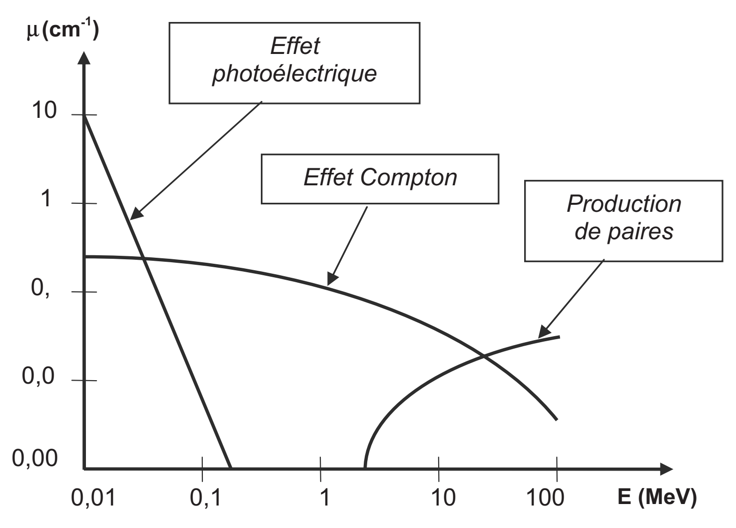



**Figure 2.12. Probabilités de réalisation des effets photoélectrique, Compton et de production de paires dans les tissus biologiques en fonction de l'énergie.**

D'après la figure 2.12, il apparaît que :

– l'effet photoélectrique prédomine aux basses énergies. La probabilité d'occurrence est une fonction décroissante de l'énergie du rayonnement incident ;

– l'effet Compton est l'effet prédominant aux énergies intermédiaires et la valeur du facteur µ varie relativement peu en fonction de l'énergie ;

– la probabilité d'occurrence de l'effet de production de paires, au-dessus de son seuil d'apparition de 1,022 MeV, est une fonction croissante de l'énergie.

Pour les énergies des rayonnements γ émis par les radionucléides (0,1 à quelques MeV), on peut constater que l'effet Compton est le mode d'interaction privilégié ou **prépondérant** dans les tissus biologiques.

### Influence de la nature du matériau absorbeur

La probabilité d'interaction par effet photoélectrique et par effet de production de paires est une fonction croissante du numéro atomique Z. Dans le cas de l'effet photoélectrique, elle est même proportionnelle à $Z^4$.

La probabilité d'interaction par effet Compton est également favorisée pour des numéros atomiques Z élevés mais de façon plus limitée que pour les effets photoélectrique et de

production de paire. Ainsi, en raisonnant en termes relatifs, des matériaux denses (Z élevé) favoriseront les deux effets précédents au détriment de l'effet Compton qui sera favorisé pour des matériaux moins denses (Z plus faible).

Pour se protéger, il conviendra donc d'utiliser des écrans de matériaux denses pour favoriser les interactions des rayonnements électromagnétiques par effet photoélectrique et défavoriser les interactions par effet Compton. De ce fait, la création de rayonnements diffusés dans l'écran sera limitée au maximum (voir chapitre 7 « Protection contre l'exposition externe »).



### 2.3.5. Loi d'atténuation des rayonnements électromagnétiques

Au contraire des particules chargées qui cèdent progressivement leur énergie à la matière au cours d'interactions successives, les rayonnements électromagnétiques disparaissent brutalement à la suite d'une interaction. On ne peut plus parler de ralentissement, il faut y substituer la notion d'**atténuation en nombre**.

Dans le cas d'un faisceau parallèle monoénergétique (dont les rayonnements ont la même énergie), le nombre de rayons émergeants $N$ n'ayant subi aucune interaction dans la traversée d'un écran d'épaisseur $x$ est lié au nombre de rayons incidents $N_0$ par une relation exponentielle du type :

$$N = N_0\, e^{-\mu x}$$

où $\mu$ est le coefficient d'atténuation linéique dont la valeur dépend de l'énergie du rayonnement et de la nature de l'écran : si x, épaisseur de l'écran, est exprimé en cm par exemple, $\mu$ devra être exprimé en $cm^{-1}$.

Sur papier semi-logarithmique, la représentation graphique de cette loi d'atténuation est une droite de pente $-\mu$.

Il est important de noter que cette loi ne permet de calculer que le nombre de rayonnements électromagnétiques sortant de l'écran avec l'énergie initiale (donc vierges de toute interaction). Ceux-ci ne représentent qu'une partie des rayonnements électromagnétiques émergeants, ils ne prennent pas en compte, en particulier, les rayonnements diffusés Compton.



**Pour en savoir plus**

**Comment calculer une atténuation d'un rayonnement photonique à partir de courbes types d'atténuation ?**

En données sont présentées les courbes d'atténuation des photons en fonction de leur énergie dans deux matériaux différents : l'eau (Figure 2.13) et le plomb (Figure 2.14).

Nous considérerons comme rayonnements incidents des rayons $\gamma$ d'énergie 1 MeV.

En premier lieu, nous calculerons l'atténuation de ces rayons dans 1 cm et 10 cm d'eau. Puis nous la calculerons dans 1 cm et 10 cm de plomb.

EAU

μ/ρ (cm².g⁻¹)

10000
1000
100
10
1
0,1
0,01

0,001 0,01 0,1 1 10 100

E photons (MeV)

**Figure 2.13. Courbe d'atténuation photonique dans l'eau.**

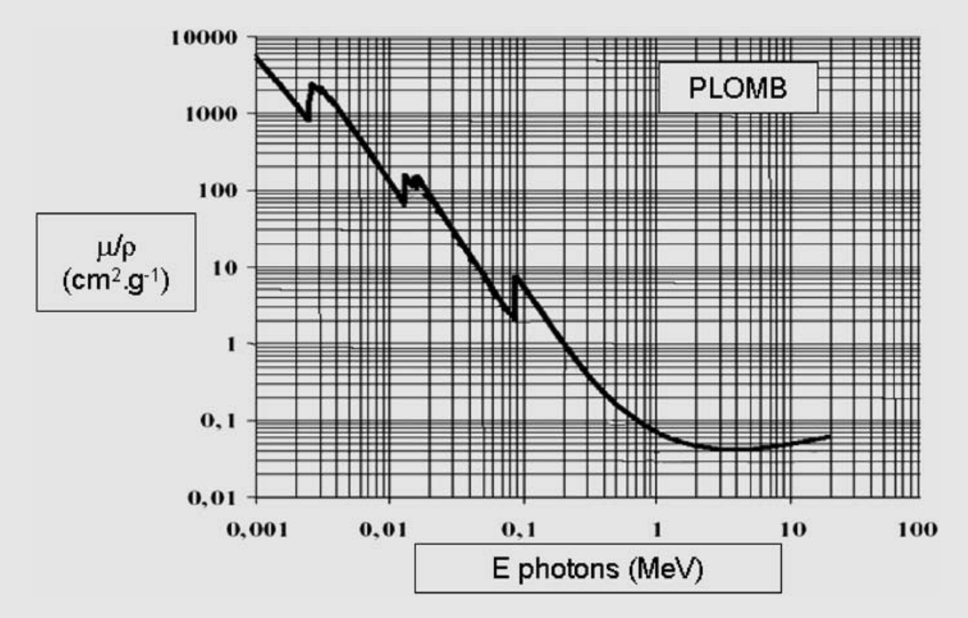



**Figure 2.14. Courbe d'atténuation photonique dans le plomb.**

Tout d'abord, voici quelques mots d'explication sur ces deux courbes : en abscisse est placée l'énergie des photons (en MeV), en ordonnée, nous trouvons un facteur d'atténuation « massique » (en $cm^2.g^{-1}$). En fait, cette grandeur appelée coefficient d'atténuation massique correspond au quotient du coefficient d'atténuation linéique

μ par la masse volumique ρ du matériau considéré, ici l'eau puis le plomb. Nous le noterons μ/ρ.

**1) Calcul de l'atténuation dans l'eau**

Il convient d'abord de s'interroger sur le terme « atténuation » : la « transmission » est la proportion de rayonnements ayant traversé un écran par rapport au nombre de rayons incidents, on la note $N/N_0$. En revanche, l'atténuation correspond à la proportion de rayonnements arrêtés par l'écran par rapport au nombre de rayons incidents, ce qui équivaut à : $1 - N/N_0$.

La formule à utiliser est :

$$N = N_0 e^{-\mu x}$$

Pour pouvoir utiliser les données des courbes, il nous faut faire apparaître le facteur μ/ρ donc :

$$N = N_0 e^{-\frac{\mu}{\rho}\rho x} \quad \text{soit} \quad \frac{N}{N_0} = e^{-\frac{\mu}{\rho}\rho x}$$

Détermination graphique de $\mu/\rho = 0{,}07\ \text{cm}^{-2}.\text{g}^{-1}$ (attention au papier logarithmique !).

Connaissant la masse volumique de l'eau ($1\ \text{g.cm}^{-3}$), nous pouvons calculer la transmission :

$$\frac{N}{N_0} = e^{-0{,}07\times1\times1} = 0{,}932 \quad \text{soit une transmission de 93 \%.}$$

L'atténuation sera donnée par la relation : $1 - N/N_0$

1 – 0,932 = 0,068 soit une atténuation de **7 %** : 7 % des rayons γ sont arrêtés par 1 cm d'eau.

Refaisons le calcul pour une épaisseur d'eau de 10 cm :

$\frac{N}{N_0} = e^{-0{,}07\times1\times10} = 0{,}497$ soit une transmission d'environ 50 %, et donc une atténuation également d'environ **50 %**.

**2) Calcul de l'atténuation dans le plomb**

Détermination graphique de $\mu/\rho = 0{,}07\ \text{cm}^{-2}.\text{g}^{-1}$

Connaissant la masse volumique du plomb ($11{,}34\ \text{g.cm}^{-3}$), nous pouvons calculer la transmission :

$\frac{N}{N_0} = e^{-0{,}07\times11{,}34\times1} = 0{,}452$ soit une transmission de 45 %, et donc une atténuation de **55 %**.

Refaisons le calcul pour une épaisseur de plomb de 10 cm :

$\frac{N}{N_0} = e^{-0{,}07\times11{,}34\times10} = 3{,}6.10^{-4}$ soit une transmission d'environ 0,036 %, et donc une atténuation de **99,964 %**.

**Conclusion** : grâce à sa densité, le plomb est beaucoup plus efficace que l'eau pour atténuer des rayons γ de 1 MeV. Dans le cas d'un écran de 10 cm de plomb, on peut considérer l'atténuation comme très importante mais il faut quand même tenir compte du nombre réels de rayons γ incidents avant de considérer qu'elle est quasitotale.

**Remarque** : les « discontinuités » qui figurent sur la courbe d'atténuation des photons dans le plomb correspondent aux énergies de liaison des couches électroniques les plus proches du noyau de plomb :

– si l'énergie du photon est juste supérieure à cette énergie, l'effet photoélectrique sera possible donc la valeur de $\mu/\rho$ sera importante ;

– si l'énergie est juste en dessous, la valeur de $\mu/\rho$ sera beaucoup plus faible car l'éjection de l'électron de cette couche ne sera plus possible, il y a une discontinuité dans la valeur de $\mu/\rho$ ;

– l'allure globale de la courbe pour ces énergies-là s'explique par le fait que l'effet photoélectrique est favorisé pour les faibles énergies.



# 2.4. Interaction des neutrons avec la matière

## 2.4.1. *Généralités*

Le neutron est une particule non chargée de masse voisine de celle du proton. Il est instable lorsqu'il n'est pas lié, avec une demi-vie de 12 minutes.

Les neutrons sont généralement classés en fonction de leur énergie. Cette classification est résumée dans le tableau 2.2 :

**Tableau 2.2. Classification des neutrons en fonction de leur énergie.**

| Neutron | Énergie cinétique |
|---|---|
| thermique | inférieure à 0,4 eV |
| intermédiaire | comprise entre 0,4 eV et 200 keV |
| rapide | comprise entre 200 keV et 10 MeV |
| relativiste | supérieure à 10 MeV |

Les neutrons n'interagissent qu'avec les noyaux des atomes du matériau traversé. Ces interactions se divisent en deux catégories : celles qui entraînent la disparition du neutron, que l'on nomme absorptions et celles qui ne contribuent qu'à diminuer l'énergie du neutron que l'on nomme diffusions.

## 2.4.2. *Absorption des neutrons*

Le neutron pénètre dans le noyau cible. Le noyau composé ainsi constitué, après une brève durée de vie, émet un rayonnement qui peut être un rayonnement $\gamma$, une particule $\alpha$, un proton, etc., ou qui éclate en deux ou plusieurs fragments (cas de la fission).

*Exemples de réactions d'absorptions de neutrons dans la matière* :

$$^{3}_{2}\text{He} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{3}_{1}\text{H} + ^{1}_{1}\text{p}$$
$$^{6}_{3}\text{Li} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{3}_{1}\text{H} + ^{4}_{2}\alpha$$
$$^{59}_{27}\text{Co} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{60}_{27}\text{Co} + \gamma$$
$$^{235}_{92}\text{U} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow 2\text{PF} + (2 \text{ à } 3)\text{n}$$

Ce dernier exemple correspond à la réaction de fission neutronique sur le noyau d'uranium-235, PF signifiant « produit de fission ». Notons que ce phénomène s'accompagne d'une très grande quantité de chaleur (voir « Pour en savoir plus » ci-dessous).

La probabilité d'absorption des neutrons est inversement proportionnelle à leur vitesse. Elle sera donc maximum pour les neutrons les plus lents, dits thermiques, correspondant à l'énergie d'agitation thermique du milieu (énergie de l'ordre de 0,025 eV pour une température de 25 °C).

## Pour en savoir plus

### La réaction de fission nucléaire (d'après « Livret thématique CEA 5 : Fusion et fission nucléaire »)

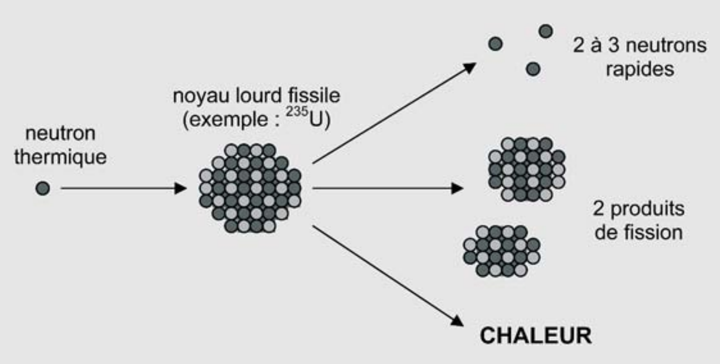



**Figure 2.15. Principe de la réaction de fission.**

**La réaction en chaîne**

La fission est la rupture d'un gros noyau (noyau d'uranium-235, par exemple) qui, sous l'impact d'un neutron, se scinde en deux noyaux plus petits. La fission s'accompagne d'un grand dégagement d'énergie. Simultanément se produit la libération de deux ou trois neutrons.

Les neutrons ainsi libérés peuvent provoquer à leur tour la fission d'autres noyaux et la libération d'autres neutrons, et ainsi de suite... On a une réaction en chaîne puisqu'en induisant une seule fission dans la masse d'uranium, on peut obtenir si l'on ne contrôle pas les neutrons au moins 2 fissions, qui vont en provoquer 4, puis 8, puis 16, puis 32...

Les deux principales utilisations de la fission sont les réacteurs nucléaires et les bombes nucléaires de type A. Dans les réacteurs, la réaction en chaîne est stabilisée à un niveau donné, c'est-à-dire qu'une grande partie des neutrons est capturée afin qu'ils ne provoquent pas d'autres fissions. Il suffit seulement qu'un neutron, à chaque fission, provoque une nouvelle fission pour libérer régulièrement de l'énergie (...). Au contraire, pour la bombe, la réaction en chaîne doit être la plus divergente possible dans le temps le plus court : on favorise sa croissance exponentielle et l'on confine l'énergie le plus longtemps possible (...).

**La masse critique**

Les neutrons peuvent être capturés par certains noyaux d'atomes (l'uranium-238 présent dans la masse d'uranium avec l'uranium-235, par exemple) ou s'évader sans provoquer de fission. Pour que la réaction en chaîne s'établisse, il faut donc rassembler en un même volume une masse suffisante de noyaux fissiles, appelée « masse critique ».

Celle-ci est un paramètre important pour une utilisation militaire de l'énergie nucléaire où, contrairement à son utilisation dans le civil, la réaction en chaîne doit se propager très vite et sans limites.

### *2.4.3. Diffusion des neutrons*

La diffusion d'un neutron sur un noyau est comparable au choc d'une boule mobile sur une boule fixe. L'étude de ce type de choc montre que la perte d'énergie de la « boule projectile » est maximale lorsqu'elle a la même masse que la « boule cible ».

Pour ralentir efficacement les neutrons, il faut donc utiliser des substances constituées d'atomes légers dont les noyaux ont une masse proche de celle du neutron : le meilleur ralentisseur est donc l'hydrogène.

En règle générale, lorsqu'on veut absorber des neutrons rapides, on devra donc tout d'abord les ralentir (dans un matériau hydrogéné par exemple).

Comme les rayonnements électromagnétiques, les neutrons sont des rayonnements indirectement ionisants ; en effet, ce sont les particules issues des réactions nucléaires ayant entraîné l'absorption des neutrons qui vont ioniser principalement la matière.

### *2.4.4. Loi d'atténuation des neutrons*

La probabilité d'interaction d'un neutron avec la matière qu'il traverse est exprimée par la section efficace totale $\sigma_{tot}$, laquelle correspond à la somme des probabilités des différents types d'événements susceptibles de se produire définies par des sections efficaces partielles :

$$\sigma_{\text{tot}} = \sigma_{\text{absorption}} + \sigma_{\text{diffusion}} \quad \text{avec} \quad \sigma_{\text{absorption}} = \sigma_{\text{capture}} + \sigma_{\text{fission}}$$

La section efficace d'absorption est prépondérante pour les neutrons thermiques et celle de diffusion est prédominante pour les neutrons rapides ou d'énergie intermédiaire.

De la même façon que pour les rayonnements électromagnétiques, l'atténuation des neutrons dans un milieu homogène d'épaisseur $x$ suit la loi suivante :

$$\Phi = \Phi_0 e^{-\Sigma x} \quad \text{avec} \quad \Sigma = \frac{\sigma_{tot} \times N_A}{A} \times \rho$$

où :

- $\Phi$ est le débit de fluence de neutrons n'ayant subi aucune interaction dans la traversée de l'écran (un débit de fluence correspond au nombre de rayonnements émis par unité de surface et par unité de temps) ;
- $\Phi_0$ est le débit de fluence initial des neutrons incidents ;
- $\Sigma$ est appelée section efficace macroscopique ;
- $x$ est l'épaisseur d'écran ;
- $N_A$ est le nombre d'Avogadro ;
- $\rho$ et $A$ sont la densité et la masse atomique du milieu.

Notons que la formule d'atténuation des rayonnements électromagnétiques vue au paragraphe 2.3.5 peut aussi s'écrire avec les débits de fluence $\Phi$ et $\Phi_0$ ou bien avec les fluences $\varphi$ et $\varphi_0$ (la fluence est le nombre de rayonnements émis par unité de surface).

## 2.5. Notions de dose absorbée et de débit de dose absorbée

### *2.5.1. Dose absorbée*

La dose absorbée correspond à la quantité d'énergie cédée par unité de masse de matière exposée aux rayonnements.

Dans un milieu exposé aux rayonnements ionisants, la dose absorbée $D$ en un point déterminé est donnée par la relation :

$$D = \frac{dE}{dm}$$

Dans laquelle d$E$ est l'énergie cédée par les rayonnements à l'élément de matière de masse d$m$ entourant le point considéré, c'est-à-dire la différence entre la somme des énergies des rayonnements qui ont pénétré dans l'élément de matière et la somme des énergies qui en sont ressorties.

D'après cette relation, dans le système international (SI) de mesures, une dose absorbée se mesure en joule par kilogramme. Par définition :

1 gray (Gy) = 1 joule par kilogramme (J.kg$^{-1}$)

Une unité « historique » est encore utilisée, le rad :

1 Gy = 100 rad

1 rad = $10^{-2}$ Gy = 10 mGy

### 2.5.2. Débit de dose absorbée

Le débit de dose absorbée, noté $\mathring{D}$, est la dose absorbée par unité de temps.

$$\mathring{D} = \frac{\mathrm{d}D}{\mathrm{d}t}$$

Dans le système international, le débit de dose absorbée doit se mesurer en gray par seconde (Gy.s$^{-1}$). En pratique, on utilise souvent des sous-multiples, comme les mGy.h$^{-1}$, compte tenu des activités manipulées. On utilise également les anciennes unités, le rad.h$^{1}$.

$$1 \text{ Gy.h}^{-1} = 100 \text{ rad.h}^{-1}$$
$$1 \text{ mrad.h}^{-1} = 10\ \mu\text{Gy.h}^{-1}$$

Si le débit de dose absorbée est constant dans l'intervalle de temps $t$, on peut écrire la relation :

$$D = \mathring{D} \times t$$

*Exemple* : si le débit de dose absorbée, dû à l'ambiance, à un poste de travail est de 0,3 mGy.h$^{-1}$, et si le manipulateur y séjourne pendant 2 heures et 20 minutes, la dose absorbée par l'ensemble de son organisme est :

$$D = 0{,}3 \times \frac{140}{60} = 0{,}7 \text{ mGy}$$

## 2.6. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Citer les modes d'interaction des électrons avec la matière. Parmi ces phénomènes, certains sont-ils prédominants ?**

**2. Expliquer les modes d'interactions vues à la question 1 à l'aide de schémas annotés.**

**3. Un électron d'énergie initiale 900 keV a un Transfert Linéique d'Énergie (TLE) moyen dans les tissus mous égal à 2,6 MeV.cm$^{-1}$. Quel sera son parcours ?**

**4. Un électron d'énergie initiale 80 keV a un Transfert Linéique d'Énergie (TLE) moyen dans les tissus mous égal à 4,75 MeV.cm$^{-1}$. Quel sera son parcours ?**

**5. Un électron d'énergie initiale 1,2 MeV a un parcours de 4,8 mm dans les tissus mous. Calculer la valeur moyenne de son Transfert Linéique d'Energie (TLE).**

**6. Un électron d'énergie initiale 500 keV a un parcours de 0,25 cm dans les tissus mous. Calculer la valeur moyenne de son Transfert Linéique d'Energie (TLE).**

**7. Le Transfert Linéique d'Énergie (TLE) d'un électron d'énergie 250 keV a pour valeur 2,5 MeV.cm$^{-1}$ dans les tissus mous. Calculer la valeur de l'énergie transférée aux tissus lorsque cet électron aura parcouru un dixième de millimètre.**

**8. Le Transfert Linéique d'Énergie (TLE) d'un électron d'énergie 500 keV a pour valeur 2 MeV.cm$^{-1}$ dans les tissus mous. Calculer la valeur de l'énergie transférée aux tissus lorsque cet électron aura parcouru 0,25 mm.**

**9. Le Transfert Linéique d'Energie (TLE) est fonction de l'énergie des particules directement ionisantes. Dans le cas d'un rayonnement électronique, à basse énergie, le TLE est-il une fonction croissante ou décroissante de l'énergie ? Que peut-on en déduire dans le cas de l'exposition des tissus vivants à un rayonnement électronique ?**

**10. Quel phénomène accompagne l'absorption d'un rayonnement bêta plus dans la matière ?**

**11. Quel est l'ordre de grandeur de la valeur du parcours d'un rayonnement alpha dans l'air ?**
**a) 5 mm**
**b) 5 cm**
**c) 50 cm**
**d) 5 m**

**12. Quel est l'ordre de grandeur de la valeur du parcours d'un rayonnement bêta dans l'air ?**
**a) quelques micromètres**
**b) quelques millimètres**
**c) quelques mètres**
**d) quelques centaines de mètres**

**13. Quel est le processus prédominant d'interaction avec la matière pour un rayonnement gamma d'énergie voisine de 1 MeV ?**
**a) effet photoélectrique**
**b) effet Compton**
**c) effet de production de paires**
**d) freinage**

**14. Quel est le processus prédominant d'interaction avec la matière pour un rayonnement gamma de faible énergie ?**
**a) effet photoélectrique**
**b) effet Compton**
**c) effet de production de paires**
**d) freinage**

**15. Quel est le processus d'interaction des rayonnements gamma avec la matière qui ne peut se réaliser qu'au-dessus d'un seuil théorique de 1,02 MeV ?**
**a) effet photoélectrique**
**b) effet Compton**
**c) effet de production de paires**
**d) freinage**

**16. Pourquoi les rayonnements gamma et X sont-ils nommés rayonnements indirectement ionisants ?**

**17. Calculer la portée dans l'air dans le cas d'un rayonnement $\beta^-$ d'énergie moyenne 100 keV.**
**On donne la formule suivante :**

$$R = \frac{0{,}412\, E^n}{\rho} \text{ avec } n = 1{,}265 - 0{,}0954 \ln E$$



**où *E* est l'énergie maximale des électrons (en MeV) et ρ la masse volumique de l'air égale à $1{,}3.10^{-3}$ g.cm$^{-3}$.**

**18. Calculer la dose absorbée sachant que le débit de dose est égal à 400 µGy.h$^{-1}$ et le temps d'exposition est de 2 h.**

**19. Calculer la dose absorbée sachant que le débit de dose est égal à 0,2 mGy.h$^{-1}$ et le temps d'exposition est de 1 h 30.**

**20. Calculer le débit de dose absorbée sachant que la dose absorbée est égale à 0,08 mGy et le temps d'exposition est de 2 h 30.**

**21. Dresser le tableau bilan suivant en complétant les zones en grisé :**

**Tableau 2.3. Principales interactions des rayonnements ionisants avec la matière et rayonnements secondaires émis.**

| Rayonnement | Type d'interaction | Rayonnements émis après interaction |
|---|---|---|
| **Particules (α, électrons)** | | – mise en mouvement d'un du matériau traversé<br>– réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | | – réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | Rayonnement de freinage (uniquement pour ) | – émission d'un rayon X de freinage |
| | (fin de parcours des ) | – émission de photons de keV à 180° |
| **(γ, X)** | Effet photoélectrique ( ) | – d'un électron atomique<br>– réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | (*E* intermédiaires) | – d'un électron atomique<br>– diffusion du photon incident<br>– réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | Effet de production de paires ( ) | |
| **Neutrons** | | – émission d'un secondaire (neutron, proton, α, γ...) |
| | Diffusion | – diffusion du incident<br>– projection du noyau de recul |

## Pour en savoir plus

**22. Une source émet $2.10^6$ $\gamma.cm^{-2}$. On l'enferme dans un conteneur dont les parois sont constituées de 11 cm d'aluminium et de 3 cm de plomb. Calculez la nouvelle valeur de la fluence. On donne :**

– **pour l'aluminium :**

$$\mu/\rho = 0{,}0613\ cm^2.g^{-1} \text{ et } \rho = 2{,}7\ g.cm^{-3}$$

– **pour le plomb :**

$$\mu/\rho = 0{,}0708\ cm^2.g^{-1} \text{ et } \rho = 11{,}34\ g.cm^{-3}$$



***Réponse 1* :**

Ionisation, excitation, freinage + annihilation de matière pour les positons ; ionisation et excitation sont prédominants par rapport au freinage, ce dernier pouvant devenir important dans le cas d'électrons très énergétiques (plusieurs MeV) traversant des matériaux denses à Z élevé.

***Réponse 2* :** paragraphe 2.2.1.

***Réponse 3* :**

$$p = 900 / 2\,600 = 0{,}35 \text{ cm}$$

***Réponse 4* :**

$$p = 80 / 4\,750 = 0{,}17 \text{ mm}$$

***Réponse 5* :**

$$TLE = 1{,}2 / 0{,}48 = 2{,}5 \text{ MeV.cm}^{-1}$$

***Réponse 6* :**

$$TLE = 500 / 0{,}25 = 2\,000 \text{ keV.cm}^{-1} = 2 \text{ MeV.cm}^{-1}$$

***Réponse 7* :**

$$2\,500 \text{ keV.cm}^{-1} = 250 \text{ keV.mm}^{-1} = 25 \text{ keV par 1/10 de mm}$$
$$E = 25 \text{ keV}$$

***Réponse 8* :**

$$2\,000 \text{ keV.cm}^{-1} = 200 \text{ keV.mm}^{-1} = 50 \text{ keV par 1/4 de mm}$$
$$E = 50 \text{ keV}$$

***Réponse 9* :**

À basse énergie, le TLE est une fonction décroissante de l'énergie. Il en résulte, dans le cas des tissus vivants, que plus l'énergie d'un électron est faible, plus son aptitude à créer localement des « dégâts » est grande.

***Réponse 10* :**

L'annihilation des positons, lorsqu'ils ont dissipé toute leur énergie cinétique. Chaque annihilation donne naissance à deux photons d'énergie 511 keV, émis en direction opposée (180°.)

***Réponse 11* :**

Le parcours est environ égal à 5 cm.

***Réponse 12* :**

Le parcours est égal à quelques mètres.

***Réponse 13* :**

L'effet Compton.

***Réponse 14* :**

L'effet photoélectrique.

***Réponse 15* :**

L'effet de matérialisation ou de production de paires.

***Réponse 16* :**

Parce que le rayonnement gamma crée ou déplace des électrons qui vont ioniser la matière avec laquelle le rayonnement a interagi.

***Réponse 17* :**

– Détermination de l'énergie des électrons :

il s'agit d'un rayonnement β donc on utilise l'énergie maximale du spectre β équivalente à 3 fois la valeur de l'énergie moyenne, soit $E_{max} = 3E_{moy} = 300$ keV = 0,3 MeV.

– calculons ensuite la valeur de l'exposant $n$ :

$$n = 1,265 - 0,0954 \ln 0,3 = 1,380$$

– pour l'air, la valeur de la masse volumique ρ étant de $1,3.10^{-3}$ g.cm$^{-3}$, on en déduit par le calcul la valeur de la portée :

$$R_{air} = 0,412 \times 0,3^{,1,38}/1,3.10^{-3} = 60 \text{ cm}$$

***Réponse 18* :**

$$D = \mathring{D} \times t = 400 \times 2 = 800\ \mu\text{Gy} = 0,8 \text{ mGy}$$

***Réponse 19* :**

$$D = \mathring{D} \times t = 0,2 \times 1,5 = 0,3\ mGy$$

***Réponse 20* :**

$$\mathring{D} = D/t = 0,08/2,5 = 0,032 \text{ mGy.h}^{-1}$$

***Réponse 21* :**

**Tableau 2.4. Principales interactions des rayonnements ionisants avec la matière et rayonnements secondaires émis.**

| Rayonnement | Type d'interaction | Rayonnements émis après interaction |
|---|---|---|
| **Particules chargées ($\alpha$, électrons)** | Ionisation | – mise en mouvement d'un électron atomique du matériau traversé<br>– réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | Excitation | – réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | Rayonnement de freinage (uniquement pour électrons) | – émission d'un rayon X de freinage |
| | Annihilation (fin de parcours des positons) | – émission de 2 photons de 511 keV à 180° |
| **Rayonnements électro-magnétiques ($\gamma$, X)** | Effet photoélectrique (faibles énergies) | – éjection d'un électron atomique<br>– réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | Effet Compton ($E$ intermédiaires) | – éjection d'un électron atomique<br>– diffusion du photon incident<br>– réorganisation du cortège électronique (rayons X et/ou électrons Auger) |
| | Effet de production de paires ($E > 1,022$ MeV) | – création d'une paire négaton-positon |
| **Neutrons** | Absorption | – émission d'un rayonnement secondaire (neutron, proton, $\alpha$, $\gamma$...) |
| | Diffusion | – diffusion du neutron incident<br>– projection du noyau de recul |

***Réponse 22* :**

Valeur de la fluence après 11 cm d'aluminium :

$$\varphi = \varphi_0 e^{-\frac{\mu}{\rho}\rho x} = \mathbf{2.10^6} \times e^{\mathbf{-0,0613 \times 2,7 \times 11}} = \mathbf{3,24.10^5\ \gamma.cm^{-2}}$$

Valeur de la fluence après 3 cm de plomb :

$$\varphi = \varphi_0 e^{-\frac{\mu}{\rho}\rho x} = \mathbf{3,24.10^5} \times e^{-0,0708 \times 11,34 \times 3} = \mathbf{2,9.10^4\ \gamma.cm^{-2}}$$

This page intentionally left blank

# 3 Rayonnements d'origine électrique : rayonnements X et accélérateurs

Josette Champlong, Cécile Etard, Abdel-Mjid Nourreddine



## 3.1. Rayons X

*« Il ne faut s'étonner de rien.*
*La science agrandit sans cesse son domaine*
*et chaque jour nous ménage des surprises.*
*Il en a été de même pour les extraordinaires rayons X. . .,*
*étonnante révélation d'un mystère qui*
*permet de voir à travers le corps humain. »*

Extrait d'un article de *Science et Vie* (déc.1916 – jan.1917)

### 3.1.1. Introduction

Découverts par Wilhelm Roentgen en novembre 1895, les rayonnements X ont trouvé depuis de nombreuses applications.

Dans le domaine médical, les rayons X de basse énergie sont utilisés en radiodiagnostic et en radiothérapie conventionnelle, encore appelée radiothérapie « basse énergie », alors que la radiothérapie dite « haute énergie » met en œuvre des rayonnements X produits par des accélérateurs.

Dans l'industrie et la recherche, les rayons X sont utilisés pour le dosage et la détection (cristallographie par exemple), le contrôle non destructif, mais aussi la recherche et la caractérisation d'éléments, tels que le plomb dans les peintures. (Pour plus de détails concernant les diverses utilisations des rayonnements X, se reporter au chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants et gestion des déchets générés ».)

### 3.1.2. Rayonnements électromagnétiques

Les rayons X sont des rayonnements électromagnétiques comme les photons gamma (voir le chapitre 1 « Radioactivité »). Ils s'inscrivent dans le large domaine des ondes électromagnétiques, depuis celles des télécommunications, ondes radio (OC-GO-MF), télévision, ondes radar, en passant par l'infrarouge, le visible, l'ultraviolet, jusqu'aux rayonnements cosmiques.

Sur le spectre en énergie des rayonnements électromagnétiques, les rayons X se situent après l'ultraviolet (Figure 3.1). Selon le mode de production, ils peuvent avoir une énergie plus ou moins élevée, de quelques keV à des centaines de MeV.

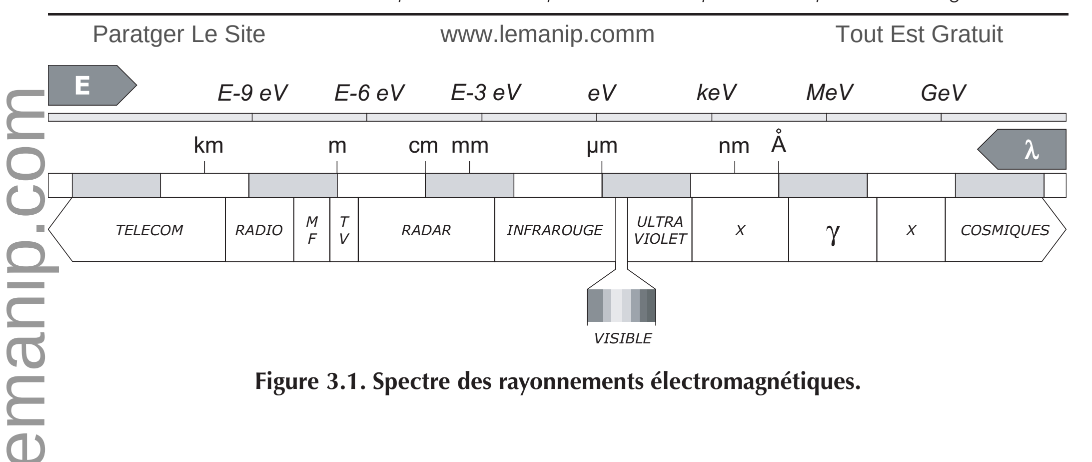



**Figure 3.1. Spectre des rayonnements électromagnétiques.**

L'énergie d'un rayonnement électromagnétique est inversement proportionnelle à sa longueur d'onde, ce que montre la figure 3.1. Plus la longueur d'onde est petite plus l'énergie est grande (voir le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »).

Les rayons X qui ont la longueur d'onde la plus grande sont proches des rayons ultra-violets. Ce sont des rayons X de faible énergie, inférieure à 50 keV. Ils sont communément appelés rayons X « mous ».

Les longueurs d'ondes usuelles en radiodiagnostic et en radiographie se trouvent dans la gamme $10^{-10}$ à $10^{-12}$ mètre, ce qui correspond à des énergies de l'ordre de 10 à 300 keV.

## 3.1.3. Origine des rayons X

Si les rayons X sont des rayonnements électromagnétiques de même nature que les photons gamma, ils en diffèrent par leur origine.

Les photons gamma sont issus du noyau de l'atome, alors que les rayons X prennent naissance au niveau du cortège électronique ou dans le champ électrostatique qui entoure le noyau. Ils résultent des interactions des électrons avec la matière, qui peuvent prendre deux formes selon l'énergie des électrons et la nature du milieu traversé :

- interaction des électrons avec le noyau, qui crée un rayonnement X de freinage ;
- interaction des électrons incidents avec les électrons du cortège électronique donnant lieu à une ionisation ou à une excitation, dont la conséquence directe sera un réarrangement du cortège.

### 3.1.3.1. Rayonnement de freinage ou « Bremsstrahlung »

Quand un électron passe à proximité d'un noyau, il est dévié de sa trajectoire initiale par la force d'attraction coulombienne due aux protons du noyau chargés positivement. L'électron ainsi soumis à une décélération va perdre de l'énergie cinétique sous forme d'un rayonnement X (Figure 3.2).

La distance de l'électron au noyau étant plus ou moins importante, les rayons X émis auront une énergie variable, comprise entre 0 et $E_{max}$ où $E_{max}$ est l'énergie de l'électron incident.

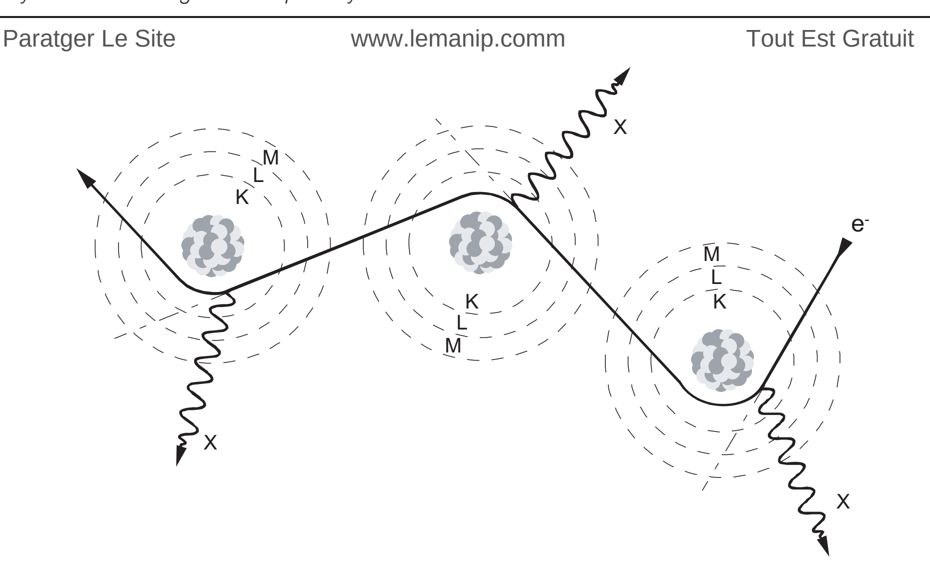



**Figure 3.2. Rayonnement de freinage.**

Ce type d'interaction par freinage se produit pour des électrons d'énergie élevée. Il est d'autant plus important que le milieu dans lequel il se produit a un numéro atomique important.

### *3.1.3.2. Réarrangement du cortège électronique après ionisation et excitation*

Quand un électron incident passe à proximité d'un électron du cortège électronique de l'atome, il va céder une faible partie de son énergie cinétique à cet électron.

Deux cas sont alors possibles (Figure 3.3) :

- l'énergie cédée est supérieure à l'énergie de liaison de l'électron sur sa couche et va être suffisante pour l'éjecter hors de l'atome. L'atome ainsi ionisé qui présente une lacune (ou vacance) sur une couche est déstabilisé énergétiquement. Il va revenir à son état d'énergie fondamental en comblant la lacune ainsi créée par un électron d'une couche plus externe et ainsi de suite jusqu'à avoir transféré la lacune sur une des couches les plus externes ;
- l'énergie cédée à l'électron ne lui permet pas d'être éjecté hors de l'atome. Il va seulement être propulsé sur une couche plus externe. L'atome se trouve alors dans un état excité. Il va revenir à son état d'énergie fondamental en comblant la lacune créée par un électron d'une couche plus externe et ainsi de suite, comme dans le cas précédent.

Mais les électrons situés sur des couches électroniques différentes ne possèdent pas la même énergie de liaison. Lors de chaque transition il y aura donc libération d'un excès d'énergie sous forme d'un rayonnement électromagnétique.

Ces photons sont appelés rayons X de réarrangement, ou rayons X de fluorescence, ou encore rayons X caractéristiques. Le réarrangement du cortège électronique impliquant plusieurs transitions électroniques, les rayons X seront produits « en cascade ».

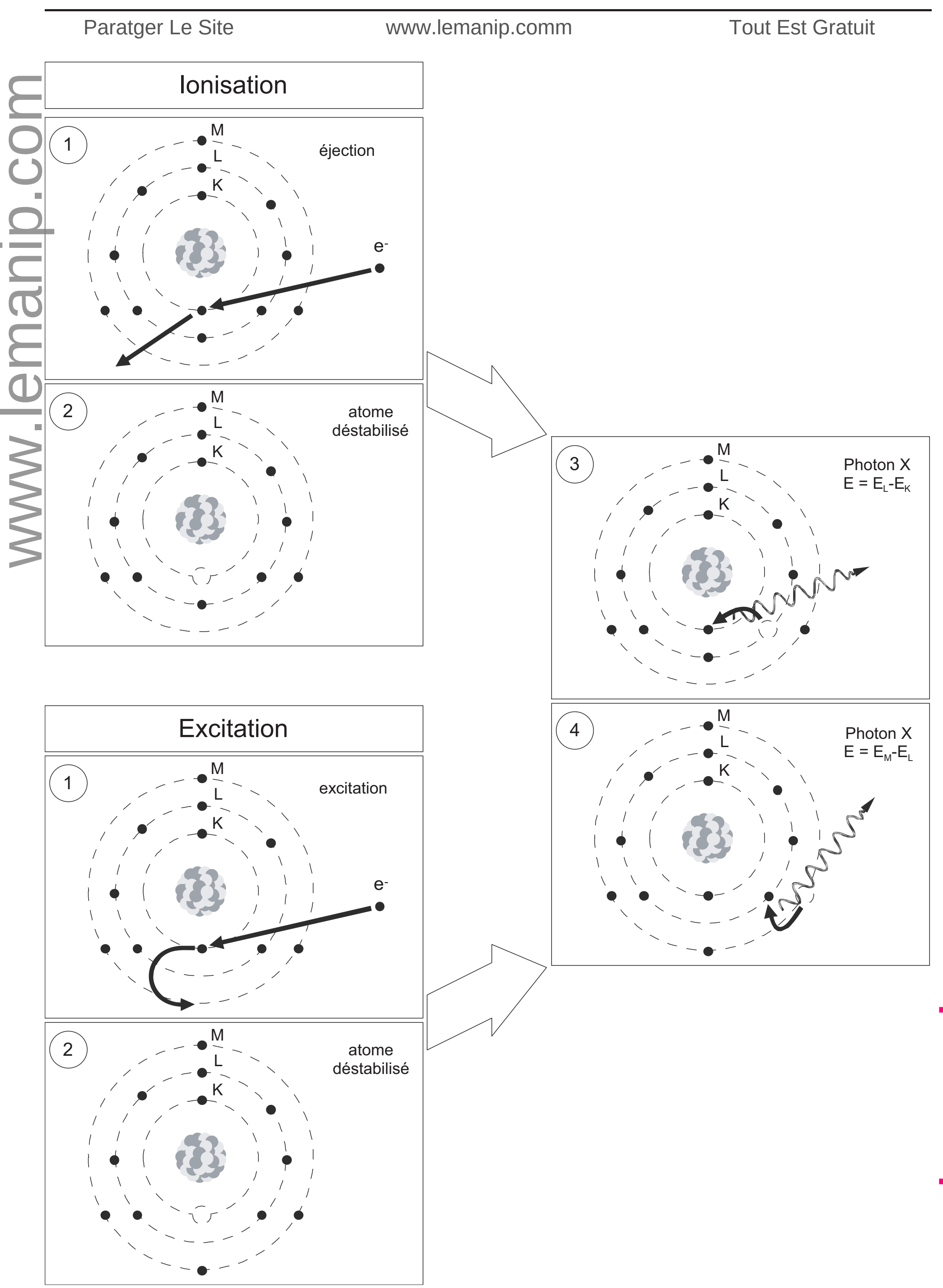



**Figure 3.3. Phénomènes d'ionisation et d'excitation avec réarrangement du cortège.**

**Pour en savoir plus**

**Les électrons Auger**

L'énergie libérée lors d'une transition électronique peut être émise sous forme d'un rayon X, comme décrit précédemment. Dans certains cas, cette énergie est suffisante pour arracher un électron du cortège électronique qui sera éjecté de l'atome. Cet électron est appelé « électron Auger ».

La lacune créée dans le cortège électronique par l'éjection de l'électron Auger conduira là encore à un réarrangement du cortège, suivi de l'émission d'autres rayons X ou d'autres électrons. . .

### 3.1.3.3. Rayonnement caractéristique

Toutes ces transitions ont des énergies discrètes (c'est-à-dire des valeurs d'énergie bien définies. . .) et le réarrangement en cascade se traduit par un spectre en énergie des photons émis constitué par une série de raies discontinues.

Si un électron de la couche K est arraché et remplacé par un électron de la couche L, une raie appelée Kα est émise.

Si l'électron qui arrive sur la couche K provient de la couche M, la raie correspondante est appelée Kβ, Kγ si l'électron provient de la couche N et ainsi de suite.

Si la lacune se trouve sur la couche L, les électrons en provenance des couches M, N, O, engendreront respectivement des raies Lα, Lβ, Lγ.

Certaines couches électroniques comportent plusieurs sous-couches. Pour différencier les rayons X provenant de ces sous-couches, les raies sont nommées $K\alpha_1$, $K\alpha_2$, $K\beta_1$, $K\beta_2$, $L\alpha_1$, $L\alpha_2$. . .

Ce spectre de raies est dit « caractéristique » de l'atome du milieu dans lequel a lieu l'interaction. En effet, les énergies de liaison des électrons sur les couches électroniques sont différentes d'un atome à l'autre.

Les énergies des rayons X, qui sont égales à la différence d'énergie entre les couches consécutives, sont également différentes d'un atome à l'autre et constituent ainsi une véritable signature de l'élément. Le tableau 3.1 donne l'exemple des raies caractéristiques du tungstène (Z = 74).

**Tableau 3.1. Exemple des raies caractéristiques du tungstène.**

| Couches | K | L | | M | |
|---|---|---|---|---|---|
| Sous-couches | K | $L_I$ | $L_{II}$ | $M_I$ | $M_{II}$ |
| Énergies de liaison (keV) | 69,5 | 12,1 | 11,5 | 2,8 | 2,6 |

| Raies X | $K\alpha_1$ | $K\alpha_2$ | $K\beta_1$ | $K\beta_2$ | $L\alpha_1$ | $L\alpha_2$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Énergie des raies (keV) | 57,4 | 58 | 66,7 | 66,9 | 9,3 | 9,9 |

### 3.1.4. Principe du tube à rayons X

Pour disposer de faisceaux de rayons X utilisables, le procédé technologique consiste à créer des électrons et à les envoyer sur une cible pour obtenir des rayonnements de freinage en grand nombre.

Un courant électrique circule dans un filament et crée des électrons par chauffage (effet thermo-ionique). Ce filament constitue la cathode du tube à rayons X ; il est porté à un potentiel négatif. Les électrons formés sont accélérés par une haute tension appliquée entre la cathode et une cible, ou anode (parfois aussi appelée anticathode), qui est portée à un potentiel fortement positif pour attirer les électrons.

L'ensemble est placé dans une ampoule en verre dans laquelle est réalisé un vide poussé pour éviter la dispersion des électrons (Figure 3.4).

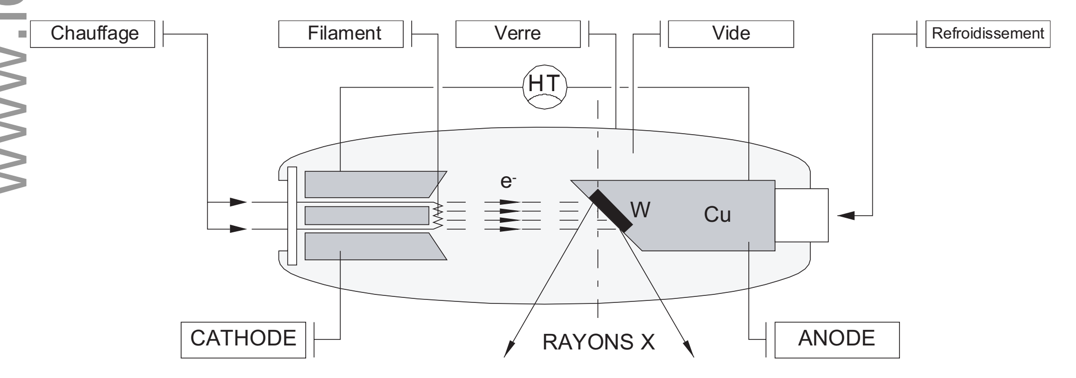



**Figure 3.4. Principe du tube à rayons X.**

Pour favoriser la production de rayonnement de freinage, l'anode est constituée d'un matériau de numéro atomique élevé résistant à la chaleur. Le tungstène, de numéro atomique 74 (et de symbole chimique W) répond bien à ces deux exigences et constitue très souvent la cible des tubes à rayons X. Selon les applications envisagées, celle-ci peut être également en molybdène, or, cuivre, fer, cobalt. . .

Le rendement de la cible en rayonnement de freinage reste toujours limité (2 %). Les nombreuses ionisations et excitations créées par les électrons dans la cible produisent une importante élévation de température. Celle-ci est donc souvent enchâssée dans du cuivre pour assurer la diffusion de la chaleur et nécessite un refroidissement par air, huile ou eau.

L'anode est le plus souvent inclinée par rapport à la direction des électrons et les rayons X sont émis préférentiellement dans un cône dont l'axe dépend de la pente de l'anode. Les rayons X traversent la paroi du tube et sortent par une fenêtre en matériau léger (béryllium ou aluminium) aménagée dans la gaine plombée qui entoure le tube. Cette fenêtre va arrêter une partie des rayons X, en particulier ceux qui auront une énergie faible. De plus, pour limiter le faisceau à sa partie utile, un collimateur est placé après la fenêtre de sortie.

Les divers matériaux traversés par le faisceau qui sort du tube constituent la « filtration inhérente ». Il est possible, pour transformer le spectre en énergie du faisceau, d'interposer une filtration supplémentaire en sortie de tube : c'est la filtration additionnelle (voir paragraphe 3.1.5).

### 3.1.5. Spectre de rayons X

Le spectre en énergie des rayons X émis par l'anode est le résultat de la superposition de deux spectres indépendants :

- le spectre continu des rayonnements de freinage, de 0 à $E_{max}$ ;
- le spectre de raies caractéristiques liées au réarrangement du cortège électronique.

Ce spectre global peut être représenté de deux manières :

- en fonction des longueurs d'onde, comme sur la figure 3.5 : le spectre présentera alors une longueur d'onde minimale $\lambda_{min} = h.c/E_{max}$ (voir le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière ») ;
- en fonction de l'énergie, comme sur la figure 3.6. Dans ce cas, l'énergie des rayons X ne pourra pas dépasser une valeur maximale $E_{max}$ correspondant à la haute tension appliquée. En aucun cas l'énergie du photon X de freinage ne peut être supérieure à celle de l'électron qui lui a donné naissance :

$$E_{max} = e \cdot V$$

ou, plus simplement : $E_{max}$ (en keV) = haute tension (kV)

La forme exacte du spectre émis par un tube à rayons X dépend de nombreux paramètres tels que la nature de l'anode, la valeur de la haute tension et la filtration totale. L'intensité électrique du courant parcourant le filament permet de modifier le nombre d'électrons émis, donc celui de rayons X produits par le tube.

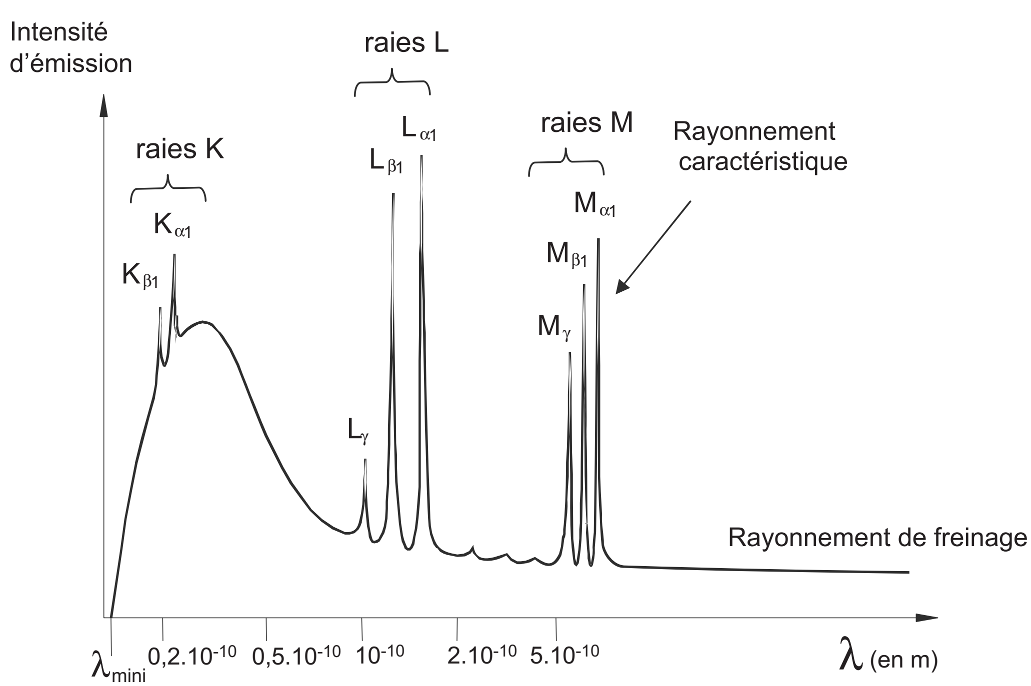



**Figure 3.5. Exemple d'un spectre de rayons X, représenté en fonction de la longueur d'onde.**

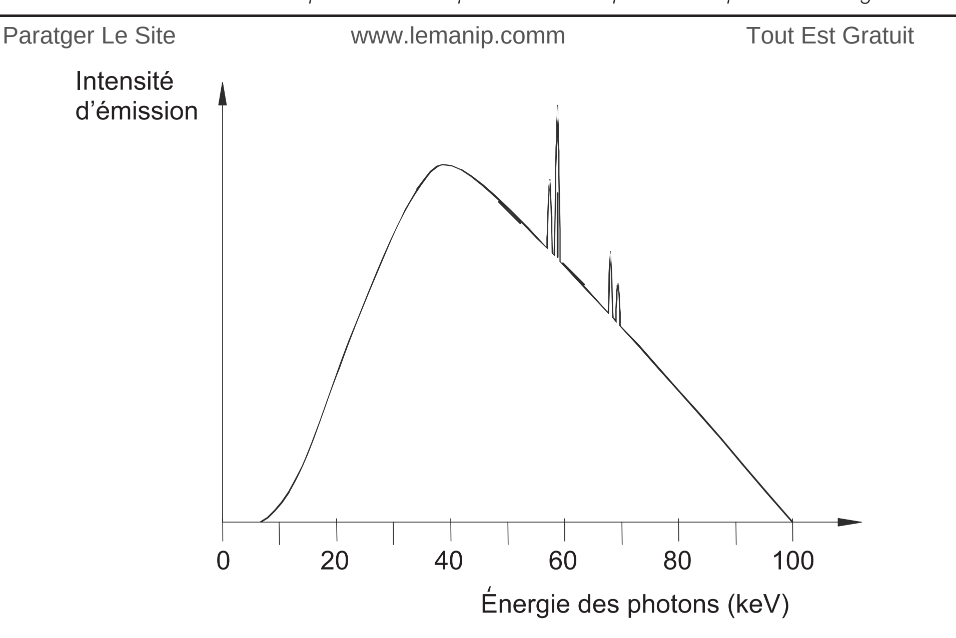



**Figure 3.6. Exemple d'un spectre de rayons X, pour une haute tension de 100 kV, représenté en fonction de l'énergie.**

Dans le cas des tubes à rayons X, il est donc impropre de parler par exemple de rayons X de 200 keV, mais de rayons X d'énergie maximale 200 keV ou encore de rayons X de 200 kV.

## Pour en savoir plus

## Les paramètres qui modifient le spectre de rayons X

Le spectre de rayons X, tel qu'il sort de l'anode, peut être modifié par plusieurs paramètres.

### 1. La haute tension

Elle détermine l'accélération des électrons donc l'énergie des rayons X produits. Elle est exprimée en kilovolts (kV). Quand la haute tension augmente, l'énergie maximale $E_{max}$ augmente également, de même pour l'énergie moyenne. Le spectre des rayons X se déplace vers les plus hautes énergies et le nombre total de rayons X émis augmente (Figure 3.7).

### 2. La filtration totale

Il est possible de modifier le spectre qui sort de la fenêtre du tube par un filtre additionnel (métallique) qui va permettre de supprimer les rayons X de basses énergies. En effet, en radiodiagnostic, ceux-ci augmentent la dose reçue à la peau du patient mais ne participent pas à la réalisation du cliché. De même, en contrôle non destructif, ils participent au flou de l'image.

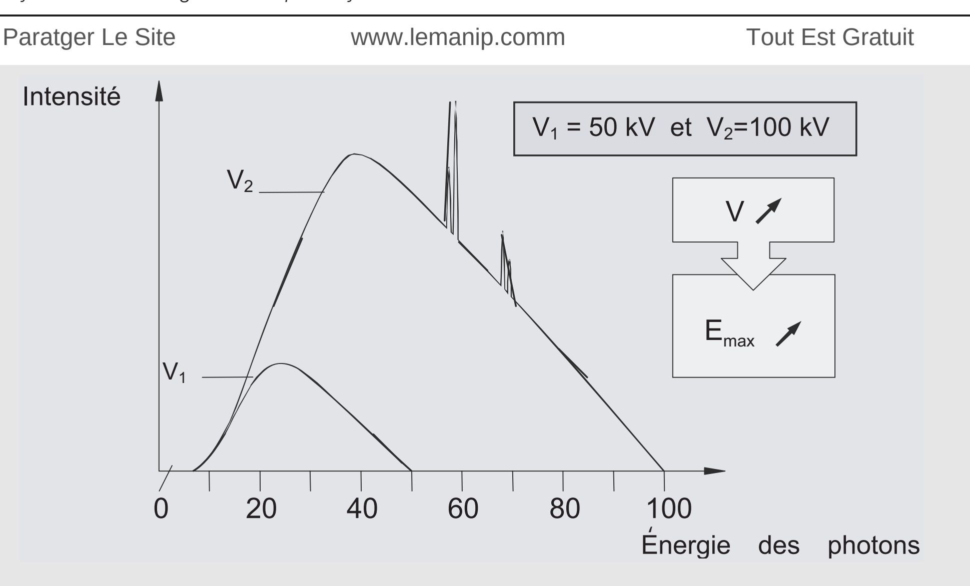



**Figure 3.7. Influence de la haute tension.**

Après ajout d'un filtre, le flux total de photons émis par le tube diminue, mais leur énergie maximale $E_{max}$ n'est pas modifiée. Puisqu'une augmentation de la filtration atténue les rayons X de plus basse énergie, l'énergie moyenne des rayons X émis va augmenter : la filtration « durcit » le spectre de rayons X qui deviennent plus « pénétrants » (Figure 3.8).

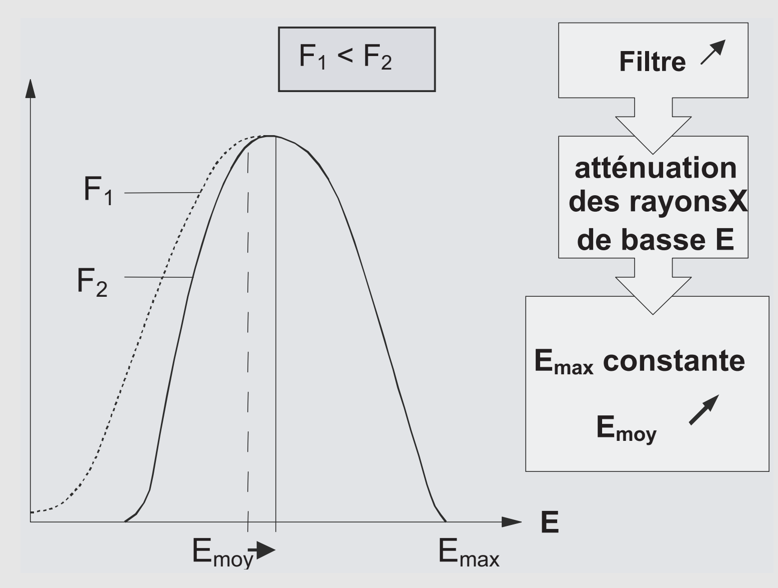



**Figure 3.8. Influence de la filtration.**

La figure 3.9 représente un spectre en énergie de rayons X dont la haute tension est égale à 150 kV et dont la filtration additionnelle est importante (1 mm d'étain). Les composantes d'énergie inférieure à 50 keV ont été totalement atténuées par le filtre d'étain. Pour ce type de spectre très filtré, l'énergie moyenne des rayons X émis est environ égale aux 2/3 de $E_{max}$.

Intensité

HT = 150 kV
Filtration additionnelle = 1 mm Sn
$E_{moy}$ = 104 keV
CDA * = 1,86 mm Cu

$E_{moy} \approx 2/3\ E_{max}$

Rayons de réarrangement

Rayons de freinage

$E_{max}$

0 50 100 150 Énergie

*CDA : couche de demi-atténuation, voir paragraphe 3.1.7

**Figure 3.9. Exemple de spectre de rayons X très filtré.**

## 3. L'intensité électrique

Elle détermine le flux des électrons émis par le filament, donc le flux de rayons X produits par l'anode. Elle est exprimée en milliampères (mA). Plus elle est élevée, plus le flux de rayons X est important. L'intensité ne modifie pas l'énergie maximale ; le spectre en énergie est seulement dilaté (Figure 3.10).

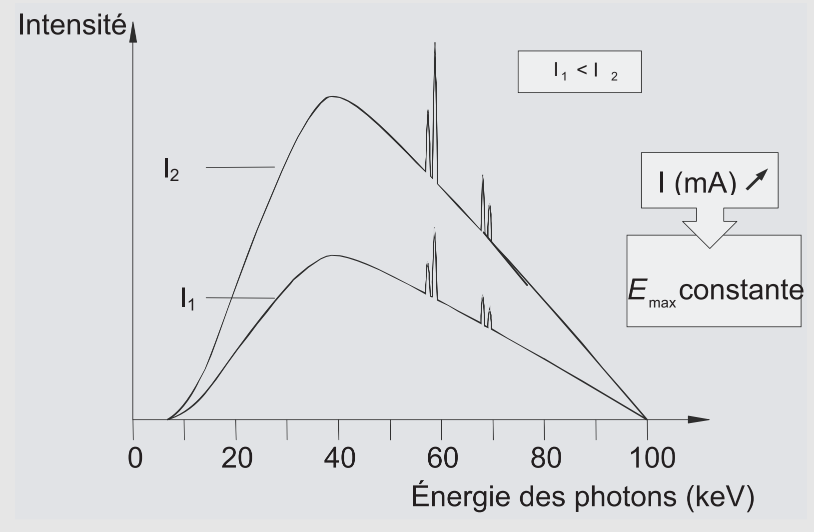



**Figure 3.10. Influence de l'intensité.**

### 3.1.6. Dosimétrie du faisceau de rayons X

Selon le type d'application (industrielle ou médicale) le faisceau de rayons X sera caractérisé par des grandeurs différentes. La plus universelle est la dose absorbée dans l'air, *D*, exprimée en grays (Gy).

Si $\mathring{D}$ est le débit de dose absorbée dans l'air (en $Gy.h^{-1}$), la dose reçue est obtenue par la formule suivante :

$$D = \mathring{D} \times \text{temps d'exposition}$$

$\mathring{D}$ est le plus souvent mesuré à un mètre du foyer du tube à rayons X, considéré comme le point d'émission des photons. $\mathring{D}$ est directement proportionnel à l'intensité du courant électrique *i* qui parcourt le filament (exprimé en mA).

À un mètre du foyer,

$$\mathring{D} = i \cdot \Gamma_x$$

où la constante spécifique d'ionisation $\Gamma_x$, représente le débit de dose mesuré à un mètre pour un tube fonctionnant avec un courant unitaire de 1 mA. Elle s'exprime en $mGy.h^{-1}.A^{-1}$. Elle dépend du type de tube, de la haute tension, de sa forme continue ou pulsée, de la filtration additionnelle. Elle est donnée par le constructeur et vérifiée expérimentalement.

$\Gamma_x$ n'a de sens que si l'on précise la haute tension et la filtration du tube. Le tableau 3.2 donne l'ordre de grandeur de la constante spécifique d'ionisation pour quelques exemples de faisceaux.

**Tableau 3.2. Ordre de grandeur de constantes spécifiques d'ionisation ($mGy.h^{-1}$ à 1 m pour 1 mA) pour diverses hautes tensions et filtrations, pour des hautes tensions continues.**

| Tension \ Filtration | 1 mm béryllium | 0,5 mm cuivre | 1 mm cuivre | 2 mm cuivre |
|---|---|---|---|---|
| **60 kV** | 5 860 | 17 | | |
| **100 kV** | 7 800 | 140 | 60 | 22 |
| **200 kV** | 8 490 | 450 | 300 | 160 |

Les valeurs relevées dans ce tableau montrent bien que le débit de dose du faisceau diminue quand la filtration augmente, tout autre paramètre égal par ailleurs. De même, celui-ci augmente avec la haute tension.

La variation du débit de dose avec la distance sera étudiée dans le chapitre 7 « Protection contre l'exposition externe ».

En radiologie médicale, les paramètres utilisés pour définir un cliché radiologique sont la haute tension (en kV), l'intensité (en mA) et le temps de pose (en s). Ces constantes sont affichées pour une filtration donnée. Les radiologues utilisent souvent le produit de l'ampérage par le temps de pose : les milliampères·seconde (mAs).

*La dose reçue par les patients est exprimée dans des grandeurs bien particulières à ce domaine, telles que le produit dose-surface (le plus souvent en $mGy.cm^2$) et la dose à la peau du patient en mGy.*

### 3.1.7. Caractérisation d'un faisceau de rayons X

Il a été montré précédemment que la haute tension appliquée au tube n'était pas suffisante pour caractériser le spectre des rayons X émis. En effet, d'autres paramètres tels que la filtration totale (inhérente + additionnelle) et la nature de l'anode modifient la forme du spectre.

Pour caractériser pleinement un spectre de rayons X, il conviendra de déterminer **la couche de demi-atténuation** du faisceau. Cette grandeur sera à nouveau étudiée dans le chapitre 7 sur la protection contre l'exposition externe, mais nous pouvons ici donner sa définition dans le cas d'un faisceau de rayons X issus d'un tube : la couche de demi-atténuation ou CDA représente l'épaisseur d'écran nécessaire pour diviser par 2 le débit de dose du faisceau. Elle dépend de l'énergie des rayons X donc de la haute tension et de la filtration.

Le tableau 3.3 donne des exemples de CDA pour différents faisceaux de rayons X du domaine médical (valeurs utilisées pour calculer les protections des locaux).

**Tableau 3.3. Exemples de couche de demi-atténuation (CDA) pour divers faisceaux de rayons X** ***(Rapport BRI/IPEM – 2000)*.**

| | Filtration totale (aluminium) | CDA (béton) | CDA (plomb) |
|---|---|---|---|
| **HT** | | | |
| **60 kV** | 3 mm | 3 mm | 0,03 mm |
| **100 kV** | 3 mm | 15 mm | 0,24 mm |
| **140kV** | 3 mm | 22 mm | 0,28 mm |

Il est parfois nécessaire de connaître la 2[e] CDA du faisceau, épaisseur d'écran supplémentaire qui permettra de diviser une nouvelle fois par 2 le débit de dose. Or, l'écran interposé dans le faisceau pour mesurer la 1[re] CDA agit comme un filtre et durcit le faisceau. C'est pourquoi la 2[e] CDA d'un faisceau de rayons X est toujours supérieure à la 1[re] CDA, comme le montre le tableau 3.4. Haute tension, 1[re] et 2[e] CDA, filtration caractérisent totalement le faisceau.

**Tableau 3.4. Exemples de couche de demi-atténuation (CDA) pour divers faisceaux de rayons X, la filtration inhérente du tube étant égale à 4 mm d'aluminium** ***(Norme NF-ISO 4037-1 – 1996)*.**

| HT | Filtration additionnelle | 1[re] CDA | 2[e] CDA |
|---|---|---|---|
| **60 kV** | 0,3 mm cuivre | 0,18 mm cuivre | 0,21 mm cuivre |
| **110 kV** | 2 mm cuivre | 0,96 mm cuivre | 1,1 mm cuivre |
| **250kV** | 4 mm étain | 4,2 mm cuivre | 4,4 mm cuivre |

### 3.1.8. Divers types de faisceaux

Le faisceau de rayons X qui sort du tube est déjà différent de celui qui émerge de l'anode, de par la présence de la filtration inhérente. La filtration additionnelle sera choisie de manière à obtenir le faisceau souhaité selon l'application.

Après la fenêtre de sortie du tube, le faisceau de rayons X interagit avec le milieu, le sujet ou l'objet à radiographier, les parois de la salle et tous les objets présents à proximité.

Il est alors possible de définir les différentes composantes du faisceau :

– *faisceau ou rayonnement primaire* : c'est le faisceau ou le rayonnement qui sort du tube et a traversé la filtration additionnelle. Il est parfois appelé rayonnement principal (Figure 3.11) ;

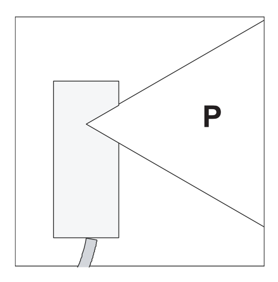



**Figure 3.11. Représentation du rayonnement primaire (P).**

– *faisceau utile (ou utilisable)* : c'est le faisceau primaire, strictement limité en dimensions pour l'utilisation choisie par l'adjonction d'un collimateur (ou diaphragme) (Figure 3.12) ;

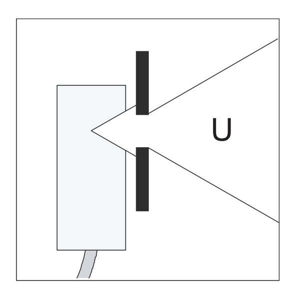



**Figure 3.12. Représentation du rayonnement utile (U).**

– *rayonnement secondaire ou rayonnement diffusé* : c'est le résultat des interactions du faisceau primaire avec le sujet ou l'objet à radiographier, les parois de la salle... Il est principalement formé des photons diffusés par effet Compton (Figure 3.13) ;

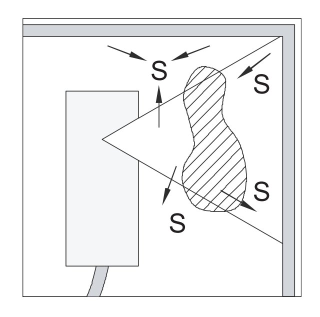



**Figure 3.13. Représentation du rayonnement secondaire (S).**

– *faisceau résiduel (ou émergeant)* : c'est le faisceau transmis après avoir traversé le sujet ou l'objet à radiographier (Figure 3.14) ;

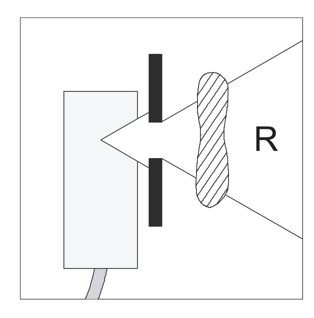



**Figure 3.14. Représentation du rayonnement résiduel (R).**

– *rayonnement parasite* : c'est l'ensemble des rayonnements diffusés et non souhaités atteignant le détecteur (diffusé, rétro-diffusé, ambiance) comme indiqué sur la figure 3.15 ;

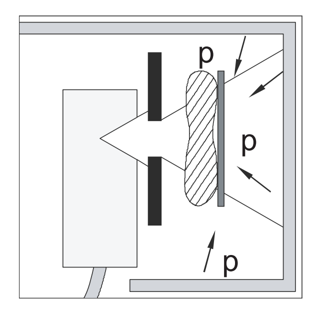



**Figure 3.15. Représentation du rayonnement parasite (p).**

– *rayonnement de fuite* : c'est un rayonnement parasite constitué des rayons X qui traversent les parois du tube et de la gaine en dehors de la fenêtre de sortie. Il est appelé souvent fuite de gaine (Figure 3.16).

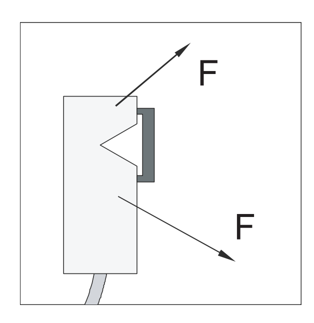



**Figure 3.16. Représentation du rayonnement de fuite (F).**

À des fins de radioprotection, les niveaux des divers rayonnements mentionnés ci-dessus devront être calculés et comparés à des valeurs seuils pour déterminer les caractéristiques des locaux (dimensions, épaisseurs des écrans et parois...).

Les méthodes de calcul permettant d'estimer les différents facteurs sont exposées dans des normes spécifiques aux installations de radiologie (normes NF C 15-160 et NF C 15-161 pour le radiodiagnostic, NF C 15-163 pour la radiologie dentaire et NF C 15-164 pour la radiographie industrielle).

## 3.2. Accélérateurs

### *3.2.1. Introduction*

Les premières transmutations artificielles ont été réalisées en 1919 par Ernest Rutherford en bombardant des noyaux d'azote par des particules alpha émises par des éléments naturellement radioactifs. Les énergies des alpha émis par les familles radioactives naturelles sont comprises entre 4 et 9 MeV, celles des particules bêta ne dépassent guère 3 MeV. L'obtention « artificielle » de cette gamme d'énergie est apparue techniquement possible vers 1920 en accélérant des ions $H^+$ ou $He^{2+}$ par une différence de potentiel électrique suffisante. Les accélérateurs de particules ont alors permis de produire des énergies comparables à celles des rayonnements ionisants naturels mais avec des flux beaucoup plus importants.

Depuis, les accélérateurs de particules ont été et sont encore employés pour produire des rayonnements ionisants plus énergétiques (électrons, photons X, photons $\gamma$, protons, neutrons, ions lourds), qui peuvent être utilisés pour explorer l'intérieur des objets, pour modifier les propriétés des matériaux ou celles de tissus biologiques. Leur emploi est beaucoup plus souple que celui des sources radioactives car ils présentent certains avantages :

- la grande diversité des particules que l'ont peut accélérer (du proton à l'uranium) et leur gamme d'énergie (du keV au GeV). Actuellement, on construit des machines d'énergie supérieure aux centaines de GeV ;
- la possibilité de produire des faisceaux incidents en flux continu ou pulsé ;
- la possibilité d'irradier la cible avec des faisceaux de très fortes intensités ;
- pas de risque d'exposition lorsque la machine est à l'arrêt.

Historiquement, les accélérateurs de particules ont été introduits pour étudier la physique subatomique, c'est-à-dire les constituants élémentaires du noyau atomique. Celle-ci s'est ensuite scindée en deux : physique nucléaire et physique des particules. La physique nucléaire accélère des noyaux à quelques centaines de MeV pour bombarder d'autres noyaux cibles. La physique des particules accélère et fait collisionner des particules plus légères (électrons ou protons) à l'énergie la plus élevée possible afin de produire les constituants ultimes de la matière. Nous pourrons assimiler les accélérateurs de particules à des microscopes géants. Une fois accélérés, les projectiles entrent en collision avec la cible et, plus l'énergie délivrée est importante, plus l'échelle de distance à laquelle on peut sonder la matière est courte.

Le développement accru des accélérateurs de particules ces dernières décennies a marqué un grand progrès technologique en sciences physiques et tout particulièrement dans le secteur pluridisciplinaire à l'interface physique-biologie. Aujourd'hui, on répertorie dans le monde plus de 17 000 accélérateurs de particules, dont la moitié sont utilisés en médecine et seulement un petit nombre en recherche fondamentale. En médecine, les accélérateurs sont utilisés à deux fins : l'imagerie et la thérapie.

## 3.2.2. Fonctionnement des accélérateurs

Un accélérateur de particules, comme son nom l'indique, est une machine qui permet de mettre des particules chargées (électron, positron, protons, ions lourds...) en mouvement de plus en plus rapide. Ces particules sont maintenues dans une enceinte fermée où règne un vide poussé. Les énergies mises en jeu se mesurent en électronvolts (eV) mais les unités usuelles sont souvent le million d'électronvolts (1 MeV = $10^6$ eV), le milliard d'électronvolts (1 GeV = $10^9$ eV), voire le teraélectronvolt (1 TeV = $10^{12}$ eV). Notons que les neutrons, particules non chargées, ne pourront que recueillir l'énergie cinétique des ions accélérés qui, en les heurtant, les projettent vers l'avant.

### 3.2.2.1. Caractéristiques du faisceau

Nous classons les accélérateurs en deux familles : les accélérateurs à cible fixe dans lesquels une cible est irradiée par le faisceau incident et les collisionneurs ou anneaux de stockage, dans lesquels deux faisceaux accélérés se rencontrent.

Les paramètres d'un accélérateur, quelle que soit sa nature, dépendent de la dynamique du faisceau : sa qualité optique ou luminosité (nombre de particules accélérées par unité de temps et de surface), la nature et l'énergie des particules. Cette dynamique peut se définir comme l'étude du mouvement de particules chargées dans un champ électromagnétique statique ou variable dans le temps.

### 3.2.2.2. Principe d'accélération

Pour accélérer une particule, il faut lui communiquer une force. La physique des accélérateurs s'appuie principalement sur l'électromagnétisme. L'accélération de particules chargées par un champ électromagnétique permet d'accroître leur énergie cinétique et de les orienter sur une trajectoire bien déterminée : le champ électrique accélère les particules chargées alors que le champ magnétique permet essentiellement d'imposer aux particules une trajectoire courbée de manière à ce qu'elles puissent être accélérées plusieurs fois de suite par le champ électrique (voir « Pour en savoir plus »).

Il s'agit d'un processus classique mis en œuvre dans les tubes cathodiques de télévision. Ce même principe est utilisé dans les accélérateurs de particules où des énergies très élevées sont atteintes grâce à des instruments de grandes dimensions. À titre d'exemple, le futur « grand collisionneur de hadrons » (LHC) au CERN, à Genève possède 27 km de circonférence.

## Pour en savoir plus

L'étude des accélérateurs consiste à étudier la dynamique de particules chargées dans des champs électromagnétiques statiques ou alternatifs.

### Action des forces électrostatiques

Suivant la figure 3.17, entre les électrodes A et B portées respectivement à un potentiel électrique $U_A$ et $U_B$ apparait un champ électrique longitudinal $\vec{E}$ lié à la différence de potentiel $U = U_A - U_B$.

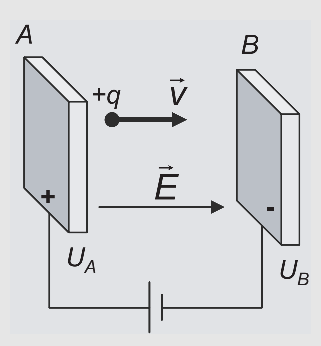



**Figure 3.17. Accélération d'une particule chargée sous l'action d'un champ électrique uniforme.**

D'après la loi de Coulomb et la relation fondamentale de la dynamique, une particule de masse $m$ et de charge électrique $q$ placée dans ce champ, subit une force :

$$\vec{F}_{\text{elec}} = q\vec{E} = m\vec{a}$$

La particule est ainsi soumise à un mouvement uniformément varié d'accélération :

$$\vec{a} = \frac{q\vec{E}}{\text{m}}$$

si l'on se limite au cas classique, lorsque la particule se déplace de $A$ à $B$, elle gagne une énergie cinétique :

$$E_{\text{c}} = \frac{1}{2}mv^2 = qU$$

La vitesse acquise par la particule est donc :

$$v = \sqrt{\frac{2\,qU}{m}}$$

Pour de très grandes vitesses, la particule devient relativiste et sa masse est donnée par l'expression :

$$m = m_0\gamma \quad \text{avec} \quad \gamma = \frac{1}{\sqrt{1-\left(\frac{v}{c}\right)^2}} \quad \text{facteur de Lorentz}$$

$m_0$ : la masse au repos et $c = 3.10^8$ m/s la célérité de la lumière dans le vide.

**Action des forces magnétiques**

Comme cela est représenté dans la figure 3.18, dans un champ magnétique $\vec{B}$ une particule de charge $q$, animée d'une vitesse $\vec{v}$, est soumise à la force de Lorentz.

Un champ magnétique $\vec{B}$ produit par un aimant permanent ou électro-aimant agit sur une particule de charge $q$, de masse $m$ et de vitesse $\vec{v}$ en la déviant de sa trajectoire rectiligne. La force magnétique de Lorentz $\vec{F}_{mag}$ est perpendiculaire à la vitesse et au champ magnétique :

$$\vec{F}_{mag} = q\vec{v} \wedge \vec{B} \quad avec \quad F_{mag} = qvB\sin(\vec{v}, \vec{B})$$

Les vecteurs $\vec{F}_{mag}$, $q\vec{v}$ et $\vec{B}$ forment un trièdre direct que l'on matérialise par la règle de la main droite.

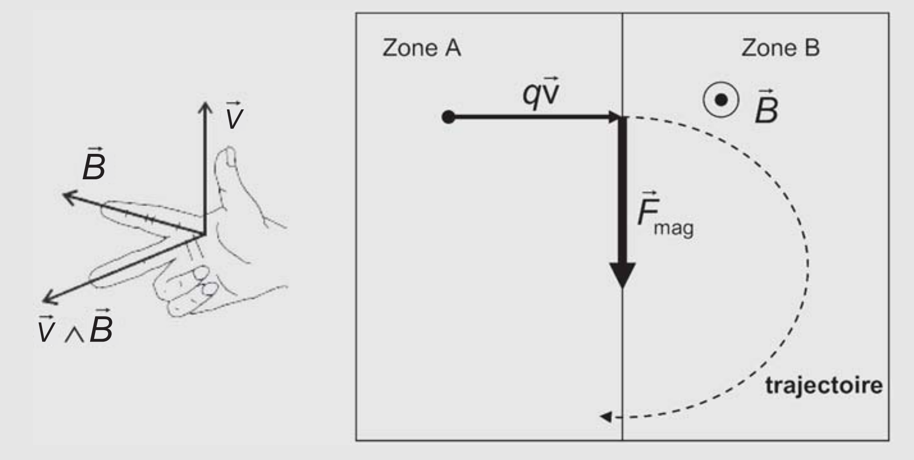



**Figure 3.18. Déviation de la trajectoire d'une particule chargée par un champ magnétique.**

Le champ magnétique n'a pas pour effet d'augmenter la vitesse, il change uniquement la direction, seul le champ électrique donne lieu à de l'accélération.

D'une manière générale, toute particule en mouvement placée dans un champ magnétique uniforme et perpendiculaire à son déplacement est soumise à deux forces opposées :

– une force mécanique centrifuge d'intensité $F_{mec} = \frac{mv^2}{R}$
– une force centripète d'intensité $F_{mag} = qvB$

À l'équilibre, ces deux forces sont égales et la trajectoire de la particule est un cercle de rayon :

$$R = \frac{mv}{qB}$$

le rayon est d'autant plus petit que le champ magnétique est intense et d'autant plus grand que la particule chargée a une vitesse élevée.

## 3.2.3. Différents types d'accélérateurs

### 3.2.3.1. Composantes d'un accélérateur

Schématiquement, un accélérateur comprend essentiellement trois éléments : une source d'ions ou d'électrons, un dispositif d'accélération et un espace d'expérimentation où est placée la cible à irradier. Les projectiles sortent de la source avec une vitesse et une énergie faibles puis ils émergent de l'espace d'accélération avec l'énergie incidente souhaitée pour interagir avec la cible. L'espace d'accélération peut être à simple différence de potentiel électrique (comme dans un tube à rayons X), ou à induction magnétique avec accélérations multiples.

### 3.2.3.2. Sources de particules à accélérer

Les sources sont caractérisées, entre autres paramètres, par la nature des particules à accélérer (électrons, noyaux légers ou lourds, ions atomiques ou moléculaires) et leurs charges (positive ou négative, simple ou multiple). Techniquement, les électrons sont produits par simple effet thermo-électronique alors que les ions, espèces chargées plus lourdes, sont produits dans des tubes à décharge électrique.

#### Source d'électrons

La figure 3.19 présente le schéma d'une source d'électrons : des électrons libres sont émis par un métal placé dans une enceinte à vide poussé et porté à température élevée. Une tension continue est maintenue entre l'anode et un fil métallique constituant la cathode. Cette dernière portée à incandescence émet des électrons qui sont recueillis par l'anode. À température constante, l'intensité du courant thermo-ionique augmente avec la tension mais atteint rapidement sa saturation.

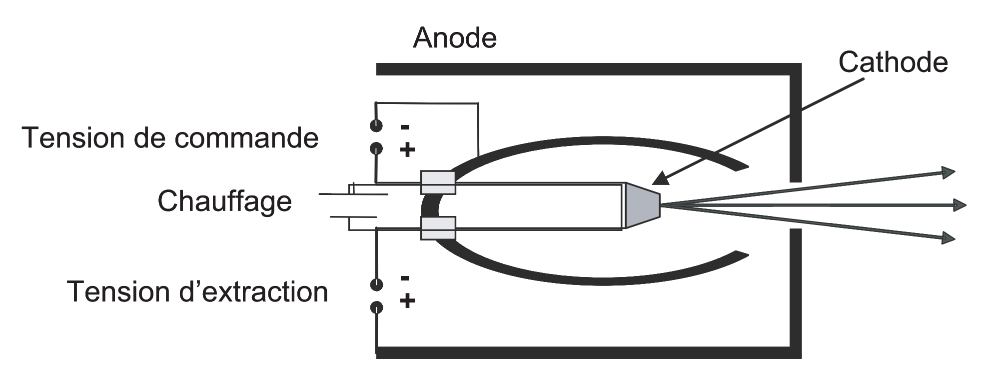



**Figure 3.19. Schéma d'une source d'électrons.**

## Source d'ions

Les sources d'ions ont des structures plus complexes que les sources d'électrons. Leur mode de fonctionnement dépend de la conception de l'accélérateur, on en distingue plusieurs types :

- source à ionisation primaire ;
- source à arc lumineux ;
- source à plasma ;
- source à cathode froide ;
- source à haute fréquence.

En guise d'illustration, la figure 3.20 représente le schéma de fonctionnement d'une source d'ions par ionisation primaire. À l'origine se trouve toujours, comme pour une source d'électrons, une cathode chauffée produisant des électrons par effet thermo-ionique. Le passage du faisceau d'électrons au travers d'un gaz provoque des chocs entre les molécules de ce gaz à faible pression (de l'ordre de 0,1 Pa). Les ions formés sont repoussés vers la sortie par l'électrode positive d'extraction et ils sont ensuite attirés par l'électrode négative post-accélération. Le champ magnétique dont la direction est parallèle au faisceau électronique a pour rôle d'allonger le parcours des électrons dans le tube à décharge en leur imposant des trajectoires hélicoïdales.

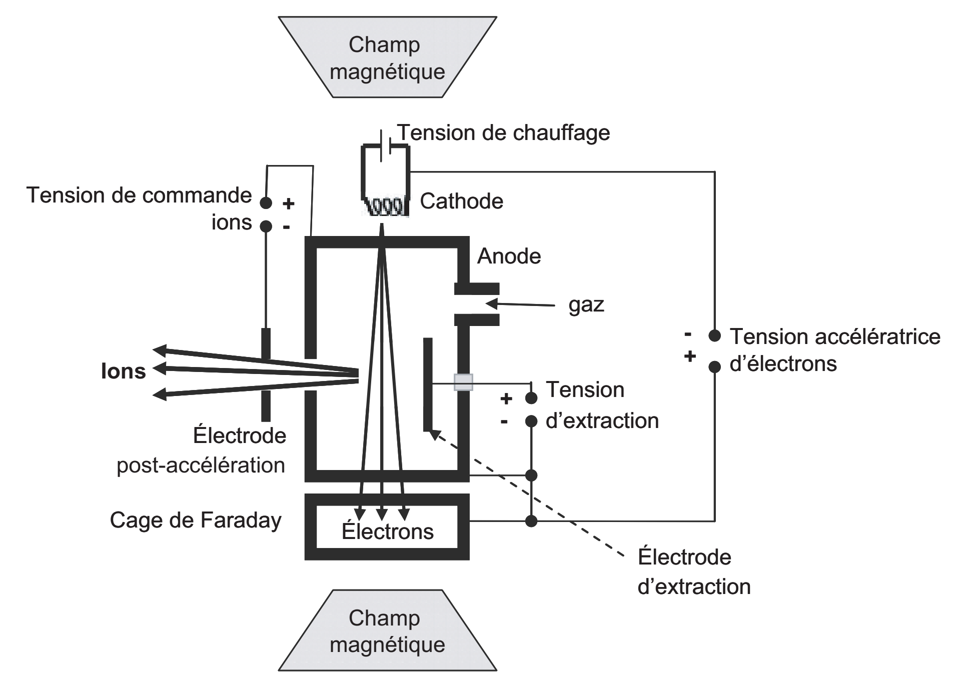



**Figure 3.20. Schéma d'une source d'ions basée sur le phénomène d'ionisation.**

#### 3.2.3.3. Différents principes d'accélération

Les accélérateurs sont classés en deux familles selon le principe mis en jeu : générateur à haute tension ou générateur à impulsions synchronisées. On distingue alors les accélérateurs linéaires, où les particules accélérées se déplacent selon une trajectoire rectiligne et les accélérateurs à trajectoires circulaires. Ces derniers sont classés en deux catégories : les cyclotrons, où les particules suivent des trajectoires en spirales jusqu'à atteindre la vitesse souhaitée et les synchrotrons, où les particules réalisent une très grande trajectoire circulaire.

Accélérateurs linéaires

Les accélérateurs linéaires (couramment appelés LINAC) sont les plus anciens des accélérateurs. Ils sont apparus dès 1928 avec l'accélérateur linéaire de Wideroë aux États-Unis. En France, au début des années 1960, il a été construit à Orsay un accélérateur linéaire et son anneau de collision dont l'énergie était de l'ordre du GeV. Actuellement, le plus grand accélérateur linéaire au monde est celui de Stanford aux États-Unis (3 km de longueur). Les accélérateurs sont classés selon l'énergie des particules qu'ils accélèrent.

On trouve plusieurs techniques d'accélération, comme par exemple :

– *les accélérateurs électrostatiques* (Cockcroft-Walton, Van de Graaff) (Figure 3.22) : une haute tension statique est appliquée entre deux électrodes produisant ainsi un champ électrique, l'énergie cinétique acquise par les particules est égale, en électronvolts, à la différence de potentiel ;

– *les accélérateurs de type Wideroë* : le faisceau en passant dans une suite de cavités ou règne un champ électrique alternatif va pouvoir atteindre une énergie de quelques centaines de MeV. La figure 3.21 représente le principe élémentaire d'un tel accélérateur. Des électrodes cylindriques sont reliées alternativement aux pôles du générateur de hautes fréquences. Leur longueur va en croissant de la source d'ions vers la cible ;

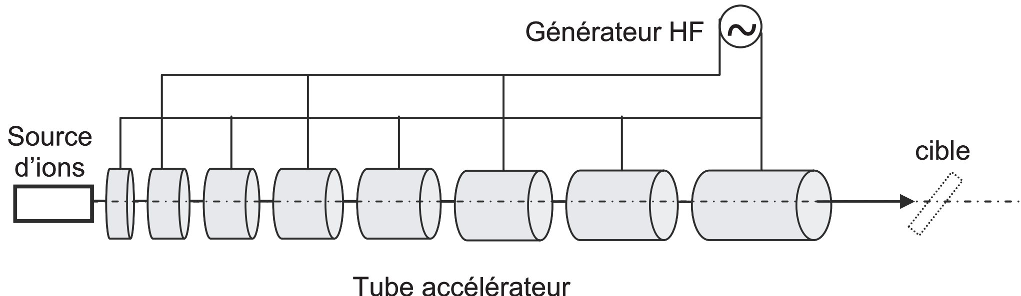



**Figure 3.21. Schéma d'un accélérateur linéaire de type Wideroë.**

## Pour en savoir plus

### L'accélérateur Cockroft-Walton

La figure 3.22 schématise un accélérateur électrostatique de type Cockcroft-Walton : les particules sont accélérées par la différence de potentiel *U* régnant dans le tube à vide avant d'entrer en collision avec la cible. L'accélérateur est chargé par l'intermédiaire d'une chaîne de condensateurs permettant de multiplier la charge finale qui, en première approximation, est directement proportionnelle au nombre de condensateurs. Le tube à vide du premier accélérateur mis au point mesure 2,50 m de long pour un potentiel accélérateur de l'ordre de 800 kV.

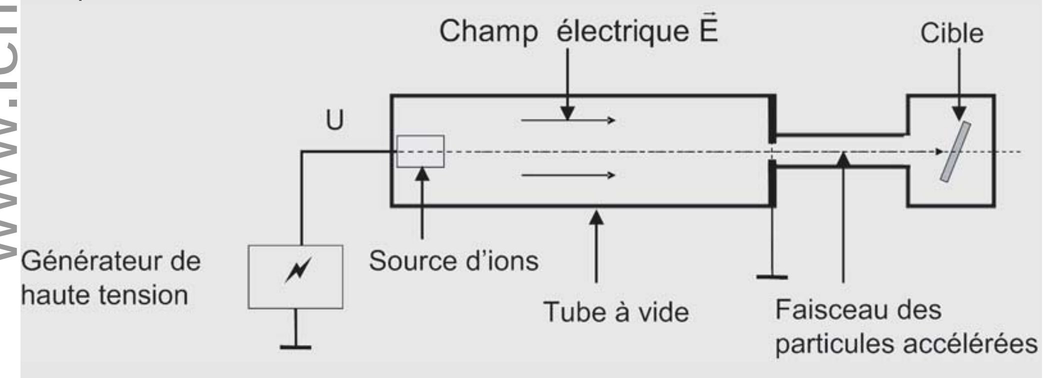



**Figure 3.22. Schéma d'un accélérateur électrostatique de type Cockcroft.**

Grâce à ces accélérateurs, plusieurs découvertes furent possibles. Ainsi, on a pu réaliser la première réaction de transmutation en 1931, où des particules alpha de 17 MeV furent produites à partir d'un faisceau de protons de 0,125 MeV envoyés sur une cible de lithium selon la réaction nucléaire suivante :

$$p + {}^{7}\text{Li} \rightarrow {}^{4}\text{He} + {}^{4}\text{He}$$

### L'accélérateur de Van de Graaff

Dans ce type d'accélérateur, les charges sont émises par un générateur de courant continu sous une tension de quelques dizaines de kilovolts. Elles sont ensuite capturées par une courroie isolée et emportées jusqu'à l'une des électrodes de l'accélérateur. Pour utiliser une image, dans un accélérateur Van de Graaff, les charges prennent l'escalier roulant alors que, dans un accélérateur Cockcroft-Walton, elles passent plutôt par l'escalier.

L'accélérateur Van de Graaff a été considérablement amélioré par la technologie « Tandem » qui présente deux étapes d'accélération. La haute tension est créée par un apport de charges au centre de la machine. Ces charges sont convoyées par une chaîne isolante en rotation continue. C'est donc la partie centrale de la machine qui est portée à une tension positive de plusieurs millions de volts. Les atomes que l'on souhaite accélérer sont tout d'abord transformés en ions négatifs, injectés à l'une des extrémités de la machine et soumis au champ accélérateur créé par la différence de potentiel statique. Arrivés au centre, ils sont « épluchés » d'une partie de leurs électrons

au passage d'une mince couche de gaz ou de carbone. Ils deviennent alors des ions positifs multichargés et sont repoussés dans la deuxième partie de leur trajet.

La figure 3.23 représente l'accélérateur Vivitron qui a fonctionné de 1993 à 2003 à l'Institut de recherches subatomiques de Strasbourg, le tank (de dimensions : longueur L = 50 m et diamètre au centre Ø = 8,50 m) est rempli de 60 tonnes d'hexafluorure de soufre servant de diélectrique. À la sortie du tube accélérateur, les noyaux subissent la force du champ magnétique de l'aimant d'analyse et changent de direction sans rien perdre de leur énergie avant d'entrer en collision avec la cible. Avec cette machine, on a pu atteindre jusqu'à 22 MV.

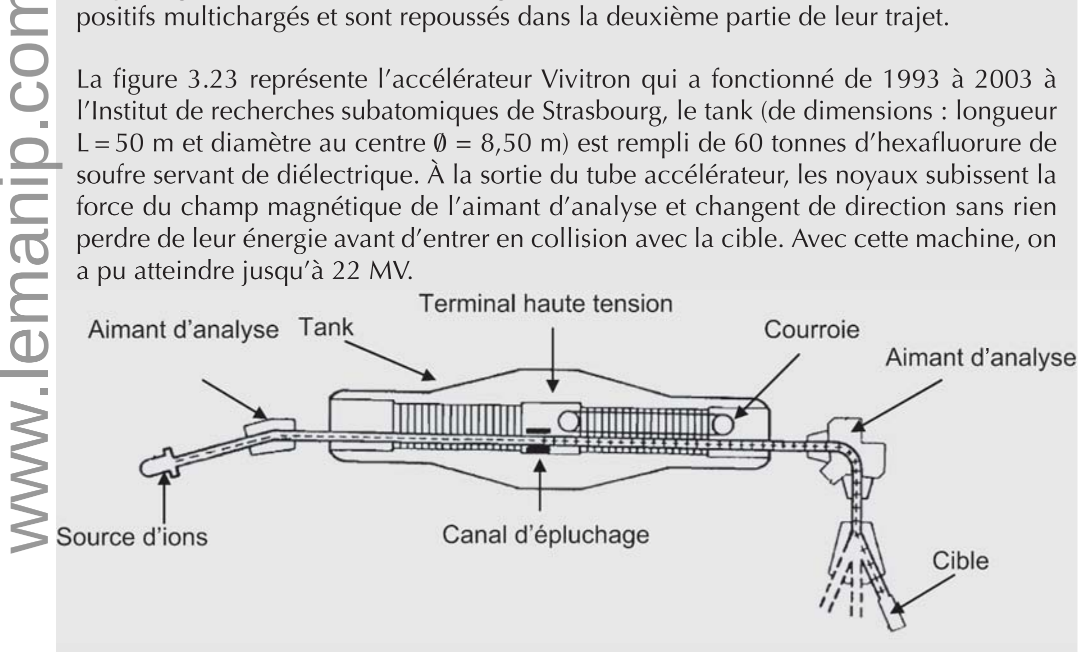



**Figure 3.23. Schéma de l'accélérateur Van de Graff Tandem (Vivitron) de Strasbourg.**

## Pour en savoir plus

## La méthode PIXE

La méthode PIXE (émission de rayons X induite par des particules) est l'une des méthodes de microanalyse par faisceaux de particules qui permettent la détection simultanée de tous les éléments présents dans un échantillon avec une grande sensibilité. Ces méthodes non destructives offrent la possibilité d'analyser rapidement un très grand nombre d'échantillons et de résoudre de nombreux problèmes analytiques délicats où les méthodes conventionnelles s'avèrent limitées.

La technique PIXE est basée sur la détection des rayons X émis par un échantillon lorsqu'il est placé dans le faisceau d'un accélérateur de particules chargées, ici des protons. En effet, stimulés par les particules incidentes, les atomes constituant l'échantillon émettent un rayonnement X caractéristique de chaque élément (voir paragraphe 3.1 « Rayons X »). Sans prélèvement ni traitement chimique, la méthode PIXE permet de déterminer la concertation de tous les éléments compris entre le sodium et l'uranium.

La figure 3.24 représente le schéma d'une l'installation PIXE. Dans la figure 3.25 sont donnés deux exemples de spectres de désexcitation X d'un sédiment irradié par des protons de 1 MeV et de 3 MeV d'énergie incidente.

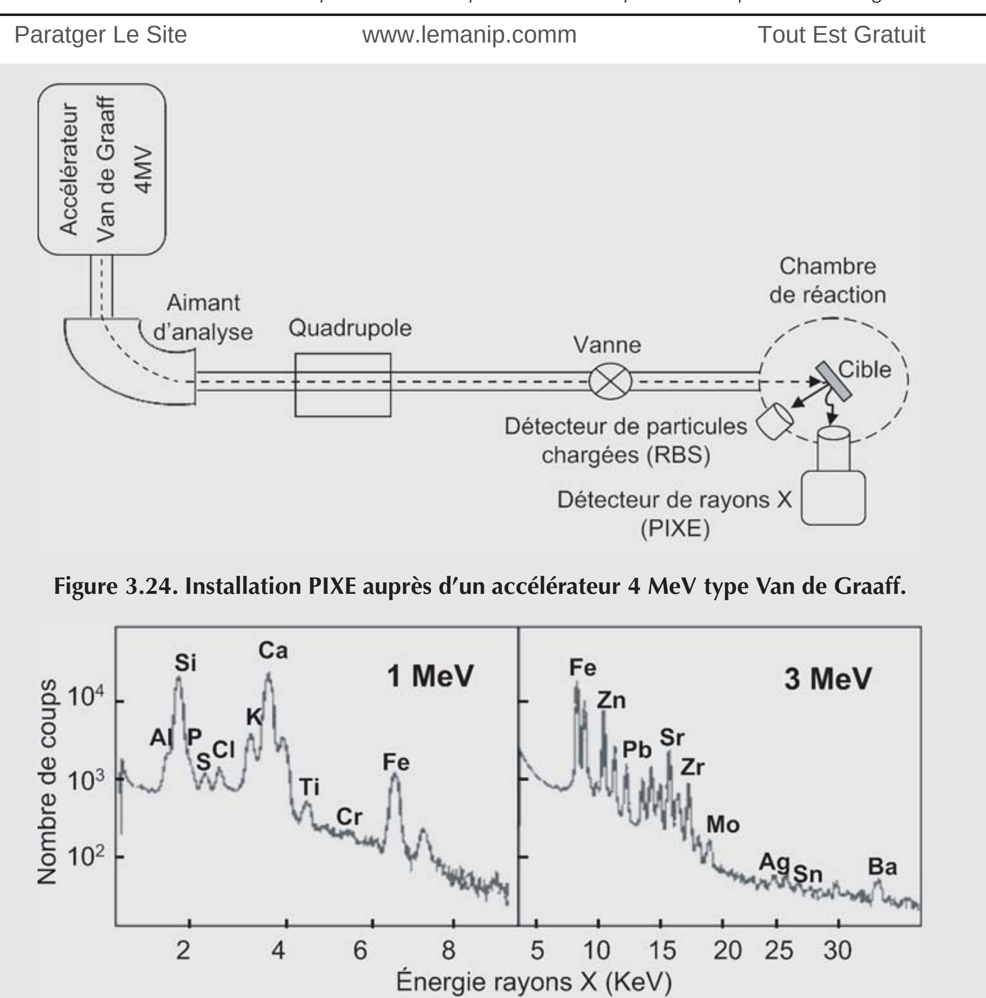



**Figure 3.24. Installation PIXE auprès d'un accélérateur 4 MeV type Van de Graaff.**



**Figure 3.25. Exemple de spectres PIXE.**

- *Les accélérateurs linéaires à électrons* : les électrons sont des particules chargées, le principe de leur accélération est donc semblable à celui des ions, à travers l'utilisation d'un champ électromagnétique. En accélérant des électrons, ils atteignent très rapidement des vitesses constantes. À partir de 2 MeV d'énergie cinétique, la vitesse d'un électron représente plus de 98 % de la célérité de la lumière.

  Les accélérateurs linéaires d'électrons sont constitués d'un canon à électrons et d'un électro-aimant dont le champ électromagnétique accélère les électrons dans un tube à vide à l'aide de cavités résonantes, alimentées par des tubes haute fréquence amplificateurs, ou klystrons. Ces cavités peuvent fournir aux électrons un champ électrique accélérateur de 10 à 20 MV/m. La figure 3.26 montre les principaux éléments constitutifs d'un accélérateur linéaire à électrons.

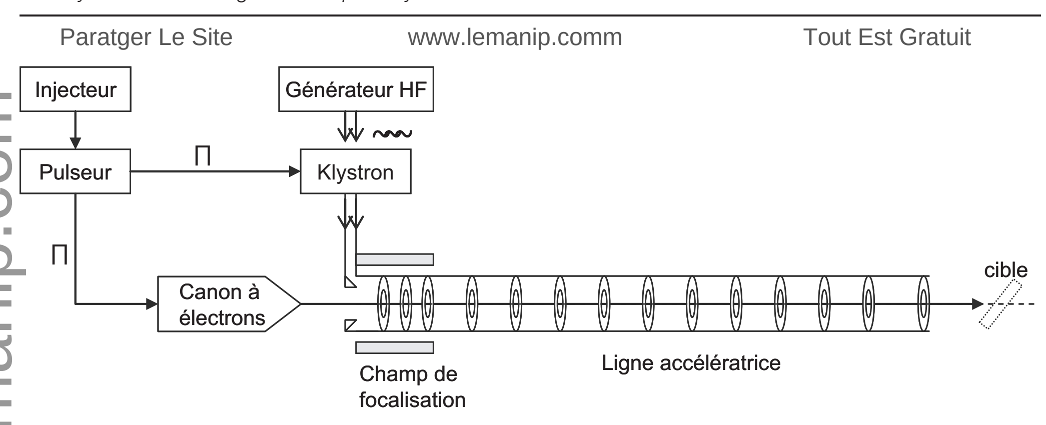



**Figure 3.26. Schéma d'un accélérateur linéaire à électrons.**

## Pour en savoir plus

## Les accélérateurs linéaires à électrons

Les processus des interactions des électrons avec la matière sont purement électromagnétiques. De ce fait, les électrons sont insensibles aux interactions nucléaires dites fortes. Ils présentent alors une excellente sonde pour l'exploration du noyau atomique et de ses constituants. Un autre avantage de l'électron, sa faible masse lui permet d'émettre par rayonnement de freinage une partie très importante de son énergie cinétique lorsqu'il est ralenti (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »). Par conséquent, l'irradiation par un faisceau d'électrons d'une cible de numéro atomique élevé peut constituer une source très intense de rayons X plus énergétiques que des photons gamma émis par des sources radioactives (Figure 3.27).

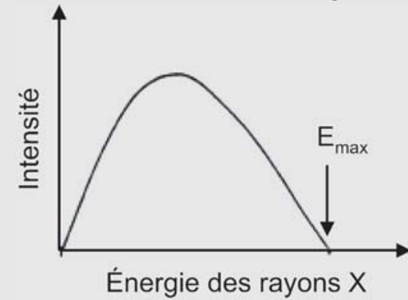



**Figure 3.27. Allure de la forme de spectre continu de freinage.**

Les rayonnements de freinage trouvent plusieurs applications pratiques, en particulier en radiographie industrielle, pour le contrôle non destructif et dans le domaine médical pour la radiothérapie. Dans ce dernier domaine, les accélérateurs linéaires à électrons sont de plus en plus utilisés. Ces machines sont capables de fournir des électrons d'énergie allant jusqu'à 25 MeV. Le faisceau d'électrons accélérés est guidé par des lentilles magnétiques, il est ensuite conduit dans la tête de l'appareil d'irradiation. Il peut être utilisé directement ou indirectement après la création des rayons X de freinage. Électrons, comme rayons X de haute énergie, agissent sur les cellules cancéreuses et

saines selon les mêmes principes que les autres rayonnements ionisants. Selon le type et l'énergie, les rayonnements pénètrent plus ou moins en profondeur dans les organes. Par conséquent, le traitement par radiothérapie nécessite au préalable des calculs précis de la distribution de dose délivrée.

Sur la figure 3.28 sont comparées, en fonction de la profondeur de l'eau, les intensités relatives des rayonnements de freinage produits par des électrons de 5 MeV et de 10 MeV par rapport aux gamma émis par des sources radioactives cesium-137 ($E_\gamma$ = 0,662 MeV) et cobalt-60 ($E_{\gamma 1}$ = 1,17 MeV et $E_{\gamma 2}$ = 1,33 MeV).

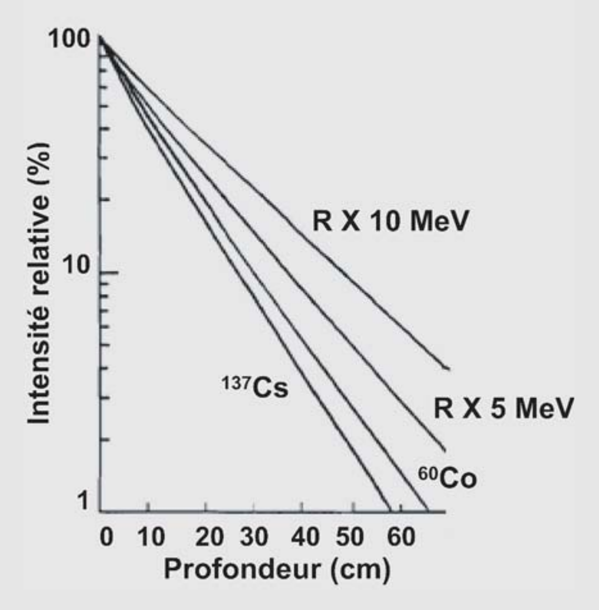



**Figure 3.28. Distribution de dose en profondeur de l'eau de rayonnement de freinage et de rayonnements gamma.**

## Accélérateurs circulaires

Nous avons vu que, lorsqu'une particule chargée est injectée dans un champ magnétique uniforme avec une vitesse perpendiculaire au champ, elle subit une trajectoire circulaire plane dans le plan perpendiculaire à ce champ (Figure 3.29) :

L'avantage d'un accélérateur circulaire sur un accélérateur linéaire réside dans le fait que les particules prennent à chaque tour un peu plus d'énergie cinétique. En contrepartie, une particule chargée accélérée émet de l'énergie sous forme de rayonnement lorsqu'elle change de direction. À grande énergie, la perte par rayonnement va être plus importante dans l'accélération circulaire que dans l'accélération linéaire.

Habituellement, trois types d'accélérateurs circulaires sont distingués :

– *les cyclotrons* : ils sont constitués d'un seul aimant de courbure dont le diamètre peut atteindre plusieurs mètres. Les trajectoires des particules sont des spirales. En France, le GANIL (Grand Accélérateur National d'Ions Lourds) de Caen est constitué

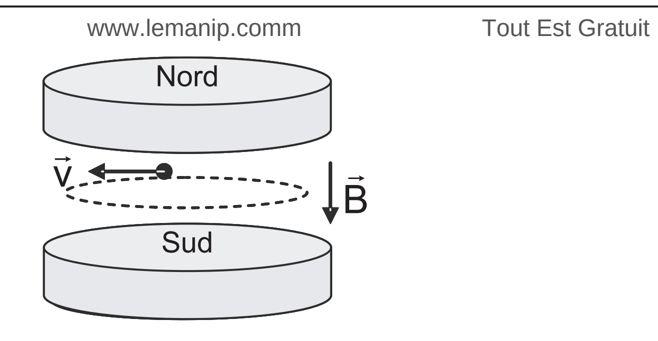



**Figure 3.29. Action d'un champ magnétique sur une particule chargée.**

de deux cyclotrons isochrones. Le terme isochrone signifie que le temps mis par les particules pour parcourir les trajectoires est le même ;

– *les synchrotrons* : les particules circulent sur la même trajectoire presque circulaire à l'intérieur d'une série d'aimants de courbure. Afin de maintenir les particules sur la même trajectoire, le champ magnétique croit au fur et à mesure que l'énergie des particules augmente ;

– *les collisionneurs* : ces machines sont semblables aux synchrotrons dans le sens où les particules circulent également le long d'une trajectoire circulaire de rayon invariant. La différence est que les collisionneurs produisent des collisions directement entre deux faisceaux de particules accélérés en sens inverse et non plus sur une cible fixe. Au CERN, à Genève, le Super Proton Synchrotron (SPS) atteint des énergies de 450 GeV. Il a servi d'injecteur au Large Electron Positron (LEP) et servira au futur Large Hadron Collider (LHC).

### Cyclotrons

Le cyclotron est un accélérateur circulaire à champ magnétique uniforme qui peut accélérer des protons et des ions lourds. Son principe provient de Ernest Lawrence qui, en 1929, élabora le concept théorique de cette machine et dont le premier prototype expérimental a fonctionné deux ans après. La figure 3.30 représente le schéma de fonctionnement d'un cyclotron, constitué principalement des éléments suivants :

– deux électrodes creuses en forme de D, appelées « Dee » ;

– un générateur haute fréquence relié aux deux électrodes ;

– une source d'ions placée au centre ;

– un électro-aimant permettant de créer des champs magnétiques intenses ;

– un canal d'extraction à l'extrémité duquel se trouve la cible.

Entre les deux électrodes est appliqué un champ électrique oscillant qui est toujours accélérateur pour le faisceau de particules qui le traverse. Un vide poussé règne dans les

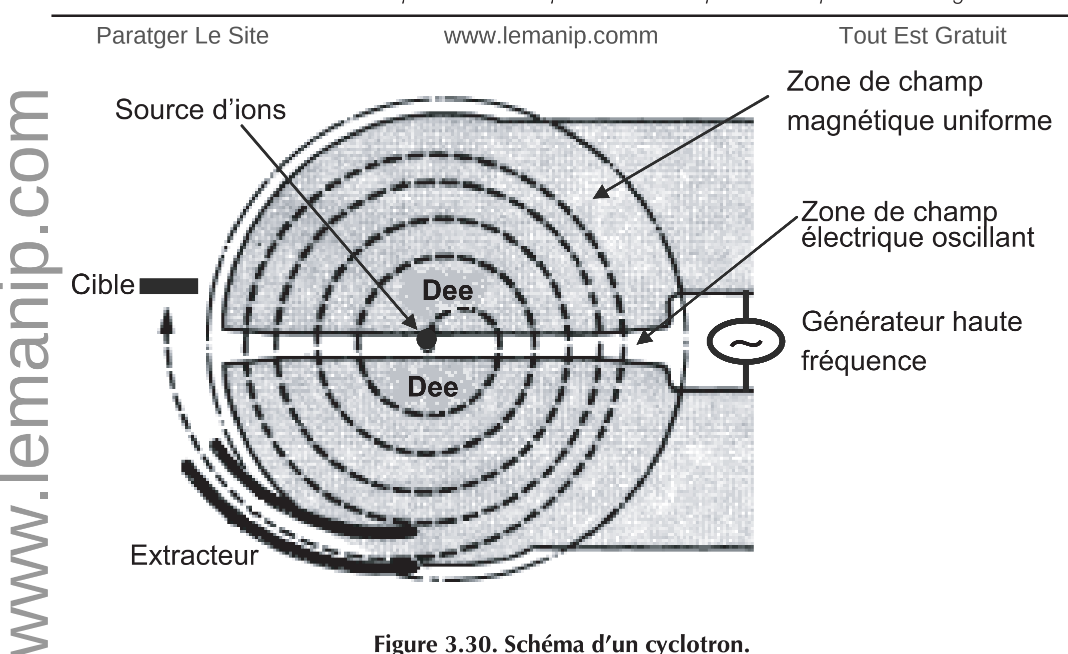



**Figure 3.30. Schéma d'un cyclotron.**

électrodes et l'ensemble est placé dans le champ magnétique perpendiculaire au plan de l'électro-aimant.

À chaque passage dans le champ électrique, les particules sont donc accélérées, ce qui a pour effet d'augmenter le rayon de courbure *R* de leur trajectoire qui ressemble finalement à une spirale. Sous l'action conjuguée des deux champs, les particules s'éloignent jusqu'à arriver au bord de l'accélérateur pour bombarder la cible.

Aujourd'hui les cyclotrons ne sont plus utilisés pour la recherche de nouvelles particules élémentaires mais restent utilisés pour des applications pratiques, comme le diagnostic médical et le traitement des cancers.

## Pour en savoir plus

### Fonctionnement du cyclotron

Le fonctionnement du cyclotron est basé sur l'action combinée du champ électrique $\vec{E}$ et du champ magnétique $\vec{B}$, qui accélère et confine les particules dans un espace restreint. L'action de ces deux champs sur une particule de charge $q$, de vitesse $\vec{v}$ est donnée par l'équation de Lorentz :

$$\vec{F} = q\vec{E} + q\vec{v} \wedge \vec{B}$$

La fréquence de la tension alternative entre les deux « Dee » est ajustée de manière à ce que sa polarité s'inverse à chaque passage des particules entre les « Dee ».

À chaque passage dans le champ électrique, les particules sont donc accélérées, ce qui a pour effet d'augmenter le rayon de courbure *R* de leur trajectoire qui ressemble finalement à une spirale. Sous l'action conjuguée des deux champs, les particules s'éloignent jusqu'à arriver au bord de l'accélérateur pour bombarder la cible.

D'après les lois de conservation de l'énergie et de l'impulsion, entre deux accélérations successives, la particule décrit un demi-cercle de rayon $R$ à une vitesse angulaire $\omega$ :

$$\omega = \frac{v}{R} = \frac{qB}{m}$$

Tant que la particule n'atteint pas des vitesses relativistes, sa masse reste constante et par conséquent la vitesse $\omega$ sur la trajectoire est également constante, on parle de pulsation du cyclotron. Pour assurer l'accélération à chaque demi-tour (condition de résonance), il faut donc ajuster la fréquence $f_0$ de l'oscillateur électrique à la valeur de $\omega$ :

$$f_0 = \frac{\omega}{2\pi} = \frac{v}{2\pi R}$$

L'énergie acquise par la particule lorsqu'elle se trouve au rayon est donnée par l'expression :

$$E_c = \frac{1}{2}mv^2 = \frac{(qBR)^2}{2m}$$

Pour avoir des faisceaux plus énergétiques, on a donc intérêt à utiliser des champs magnétiques intenses et des machines de grande taille.

Les cyclotrons sont des accélérateurs commodes pour des énergies comprises entre 10 et 30 MeV. Pour des énergies cinétiques supérieures à 10 MeV/nucléon, les effets relativistes ne sont plus négligeables et l'accélération cyclotron n'est plus convenable : la masse augmente avec la vitesse et la fréquence tombe au-dessus de la fréquence RF (radiofréquence). Ce qui provoque un déphasage par rapport à la tension accélératrice et la particule n'est plus accélérée. Pour palier à l'effet relativiste, la première solution exploitée fut de faire varier la fréquence de la tension alternative appliquée sur les chambres d'accélération. C'est le principe du synchrocyclotron.

#### Synchrotrons

Dans ce type de machine, le champ magnétique est modulé au cours de l'accélération. Contrairement au cyclotron, le champ magnétique n'est pas appliqué sur toute la surface circulaire, mais uniquement sur la circonférence. Pour obtenir une trajectoire circulaire et un flux de particules constant, un champ magnétique doit être généré par des électro-aimants tout le long de la trajectoire du faisceau.

Comme l'illustre la figure 3.31, les protons d'un synchrotron de protons sont injectés dans l'anneau après une préaccélération (accélérateur Van de Graaff puis un LINAC). Ils sont maintenus sur une trajectoire circulaire par le champ magnétique puis accélérés à chaque passage dans l'électrode accélératrice. Lorsque les protons atteignent l'énergie souhaitée, ils sont extraits ou servent à la production de faisceaux secondaires.



### 3.2.3.4. Sources des neutrons

Le neutron est une particule non chargée et instable à l'état libre. Comme le photon, il fait partie des rayonnements indirectement ionisants. On ne rencontre pas de neutrons libres

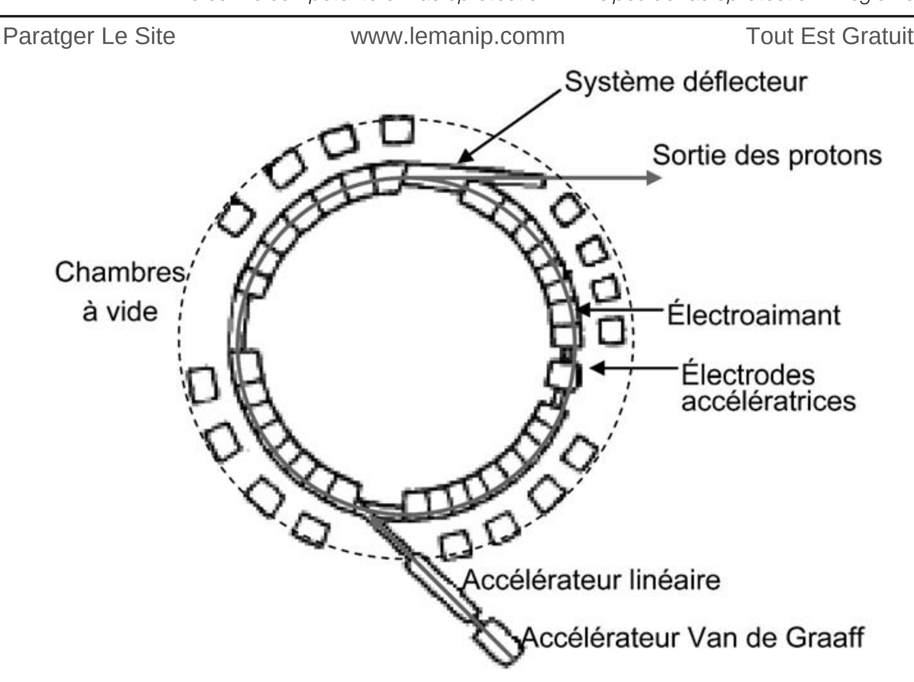



**Figure 3.31. Schéma d'un synchrotron à protons.**

dans notre environnement, en dehors de ceux produits par les rayons cosmiques dans la haute atmosphère ou générés par les réacteurs. Les neutrons sont généralement classés en fonction de leurs énergies, qui peuvent s'étendre sur une dizaine de décades, depuis les neutrons thermiques jusqu'à des neutrons de plusieurs centaines de MeV (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »).

Les neutrons sont essentiellement d'origine artificielle. Pour les produire, deux processus nucléaires sont couramment utilisées : la spallation et la fission.

Dans la spallation, des particules chargées de haute énergie, issues d'un accélérateur, frappent une cible composée d'atomes lourds (uranium, plomb, mercure...). Ces noyaux lourds éjectent alors un certain nombre de particules dont une vingtaine de neutrons rapides.

Dans la fission, réaction produite généralement dans un réacteur, un neutron thermique frappe un noyau d'uranium-235. Ce noyau devient très excité et se scinde en plusieurs fragments avec émission d'un nombre variable de neutrons (2 à 5) d'énergie moyenne de 2 MeV.

*Exemple de réaction de fission :*

$$n + {}^{235}U \rightarrow {}^{236}U^* \rightarrow {}^{144}Ba + {}^{89}Kr + 3n$$

Dans la suite, nous présentons trois sources de neutrons :

– les sources isotopiques issues de la fission spontanée ou de réactions nucléaires induites par des particules alpha sur des éléments légers;
– les accélérateurs de particules qui produisent des neutrons par réactions nucléaires;
– les réacteurs nucléaires où des neutrons sont émis lors de la fission d'atomes d'uranium-235.

### Sources isotopiques

Les premières sources de neutrons ont été fabriquées en associant des mélanges de sources radioactives alpha (Ra, Pu, Am) et un élément léger (Be, B, Li) où des neutrons sont produits par réaction nucléaire (α, n). Le rendement est maximum pour la cible de béryllium qui permet de produire des spectres continus de neutrons rapides d'énergies comprises entre 1 et 10 MeV selon la nature de la source, les neutrons étant émis de manière quasi-isotrope.

Actuellement, grâce à la fission spontanée de certains radioéléments comme le californium-252, on fabrique des sources isotopiques de neutrons de petites dimensions et très intenses. Une masse de 1 mg de californium-252 permet de produire $2{,}34.10^9$ neutrons/s dans 4π. Son spectre énergétique s'étale des neutrons thermiques aux neutrons rapides de 15 MeV pour des sources modérées et jusqu'à 18 MeV pour des sources non modérées.

## Pour en savoir plus

## Les sources de neutrons américium-béryllium

Une source d'américium-béryllium est constituée d'un mélange du radio-isotope américium-241 (émetteur α d'énergie 5,44 MeV) et d'une poudre de béryllium-9 en vue de produire la réaction nucléaire suivante :

$$^{9}Be+\alpha \rightarrow {}^{12}C + n$$

La figure 3.32 représente l'allure du spectre de neutrons émis par une telle source d'activité $3{,}7.10^6$ Bq, de flux $2{,}2.\ 10^6$ neutrons/s dans l'angle solide 4 π et de débit d'équivalent de dose de 22 µSv/h à 1 m. La distribution énergétique est répartie entre 200 KeV et 10,9 MeV avec une énergie moyenne autour de 4.5 MeV pour les neutrons rapides.

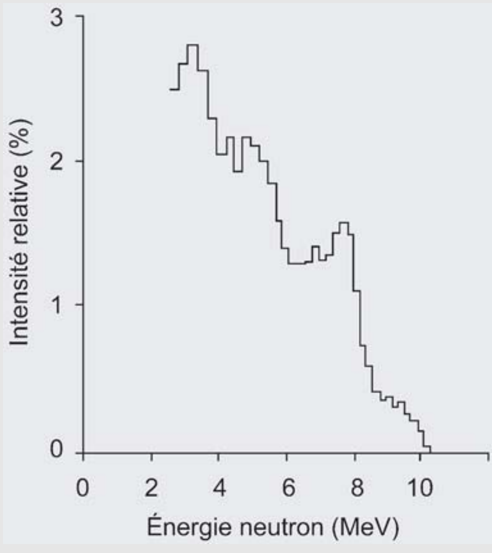



**Figure 3.32. Distribution énergétique des neutrons d'une source d'américium-béryllium.**

Auprès des accélérateurs de particules

Les accélérateurs de particules chargées : protons, deutons, peuvent également constituer des sources de neutrons en utilisant des réactions nucléaires du type (p, n) et ($^2$H, n). L'énergie des neutrons émis varie du keV à une vingtaine de MeV et dépend de son angle d'émission qui est défini par rapport à la direction incidente du faisceau (Figure 3.33).



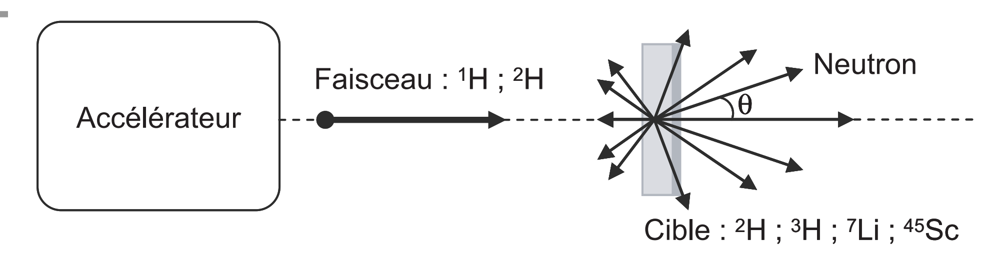



**Figure 3.33. Principe de production de neutrons par un accélérateur de particules.**

Dans une direction donnée, tous les neutrons ont la même énergie. La sélection d'un angle θ bien déterminé permet d'obtenir des neutrons quasi monoénergétiques. La principale réaction exploitée est la réaction $^3$H($^2$H, n)$^4$He dans des générateurs de neutrons de 14 MeV fabriqués industriellement à l'aide des deutons de quelques centaines de keV délivrés par un petit accélérateur. Ces accélérateurs trouvent plusieurs applications pluridisciplinaires en physique, en biologie, matériaux, industrie...

Auprès des réacteurs nucléaires

Les sources de neutrons possédant les flux les plus intenses sont les réacteurs nucléaires. Dans un réacteur nucléaire on peut initier, modérer et contrôler les réactions en chaîne (voir chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants »). La plupart des réacteurs nucléaires produisent de la chaleur grâce à la fission du combustible constitué d'uranium ou de plutonium. Ils sont à la fois source de neutrons et de photons. Des écrans placés entre le cœur et la cible à irradier permettent de faire varier le rapport entre les deux composantes. Ces faisceaux de neutrons sont utilisés pour la recherche dans le domaine des matériaux ou pour fabriquer des radioisotopes pour la biologie et la médecine.

La fluence de neutrons est en général élevée et peut atteindre des valeurs typiques de $10^{15}$ neutrons/cm$^2$.s à proximité du cœur, soit $10^{12}$ neutrons/cm$^2$.s à quelques mètres du cœur. Par conséquent, le débit de dose dépend du mode de fonctionnement du réacteur, et de la distance entre le cœur et le point d'irradiation selon la loi inverse carré de cette distance, sauf si une diffusion importante avec l'environnement est présente, ce qui est souvent le cas pour les neutrons. Une large gamme de débits de dose est accessible, de 100 mGy/min jusqu'à plusieurs centaines de Gy/min.



## *3.2.4. Exemples d'application*

Les applications des accélérateurs de particules sont multiples, elles sont mises en œuvre dans les domaines suivants :

- recherche fondamentale en physique : étude de la structure nucléaire et des particules élémentaires ;
- secteur biomédical : production des radio-isotopes et des faisceaux de rayonnements électromagnétiques (X et gamma) et ou de particules (électrons, protons, neutrons et ions ) pour le diagnostic et la radiothérapie ;
- agroalimentaire : ionisation des denrées alimentaires (conservation, stérilisation. . .) ;
- industrie : contrôle non destructif et stérilisation du matériel médico-chirurgical ;
- chimie et électronique : réticulation des plastiques et gravure des circuits intégrés par des électrons ;
- géo-sciences pour les analyses des éléments majeurs et à l'état de traces ;
- datation archéologique et caratérisation des matériaux dans les objets d'art.



## 3.3. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Le rayonnement de freinage :**
**a)** est dû au freinage des photons dans un écran,
**b)** est dû au freinage des électrons dans un écran,
**c)** est d'autant plus important que l'écran rencontré est de Z élevé,
**d)** est un moyen d'obtenir des rayons X dans les générateurs électriques,
**e)** est constitué de photons monoénergétiques,
**f)** a toujours un rendement proche de 100 %,
**g)** est constitué de photons dont l'énergie maximale est celle des électrons incidents.

**2. Le rayonnement X :**
**a)** est une onde électromagnétique,
**b)** est directement ionisant,
**c)** ne peut être totalement arrêté.

**3. Dans un tube, les rayons X :**
**a)** proviennent de l'anode,
**b)** proviennent de la cathode,
**c)** proviennent des deux.

**4. Dans un tube, les rayons X sont produits *principalement* par :**
**a)** par l'interaction des électrons dans la cathode,
**b)** par rayonnement de freinage,
**c)** par ionisation et excitation.

**5. Quand on augmente la haute tension d'un tube à rayons X, les rayons X obtenus :**
**a)** sont plus facilement atténués,
**b)** ont une énergie moyenne plus importante,
**c)** deviennent plus pénétrants.

**6. Quand on augmente l'intensité d'un tube à rayons X :**
**a)** le faisceau de rayons X a un débit supérieur,
**b)** les rayons X produits ont une énergie maximale plus importante,
**c)** les rayons X produits sont plus pénétrants.

**7. Dans un tube à rayons X, la filtration additionnelle a pour but de :**
**a)** diminuer le débit du faisceau,
**b)** durcir le spectre des photons émis,
**c)** atténuer les photons de basse énergie.

**8. Qu'appelle-t-on constante spécifique d'ionisation ?**

**9. Quel est le débit de dose à 1 mètre d'un tube à rayons X dont les paramètres sont** : 200 kV – 1,5 mm de Cu – 10 mA et la constante spécifique d'ionisation égale à 32 $mGy.h^{-1}$.

**10. Quelle est la différence entre la filtration additionnelle et la CDA ?**

**11. Dans un accélérateur, quel type de champ est appliqué à des particules chargées pour les accélérer ?**

**12. Dans un accélérateur, quel type de champ est appliqué à des particules chargées pour courber leur trajectoire ?**

**13. Quels sont les 3 dispositifs qui composent un accélérateur de particules ?**

**14. Dans un accélérateur linéaire de type médical :**
**a)** Quel type de particules est accéléré ?
**b)** Pourquoi produit-on en sortie un faisceau de rayons X ?
**c)** Quelle est l'allure du spectre énergétique des rayons X produits ?

**15. Dans un cyclotron constitué de deux « Dee », dans quel espace le champ électrique est-il appliqué ?**

**16. Dans un cyclotron, pourquoi la particule accélérée a-t-elle une trajectoire dont le rayon augmente à chaque passage dans l'espace situé entre les « Dee » ?**

**17. Quels types de réaction nucléaire peuvent être mis en œuvre pour générer des neutrons auprès d'un accélérateur de particules chargées ?**

***Réponse 1* :** b,c,d,g.

***Réponse 2* :** a,c.

***Réponse 3* :** a

***Réponse 4* :** b

***Réponse 5* :** b,c

***Réponse 6* :** a

***Réponse 7* :** b,c

***Réponse 8* :**

La constante spécifique d'ionisation $\Gamma_x$ représente le débit de dose mesuré à un mètre pour un tube fonctionnant avec un courant unitaire de 1 mA. Elle s'exprime en $mGy.h^{-1}.A^{-1}$.

***Réponse 9* :** $32 \times 10 = 320$ $mGy.h^{-1}$

***Réponse 10* :**

La filtration additionnelle est le filtre réellement interposé dans le faisceau après la fenêtre du tube. La CDA est l'épaisseur de matière qu'il faut interposer dans le faisceau pour atténuer de moitié son débit de dose.

***Réponse 11* :** un champ électrique.

***Réponse 12* :** un champ magnétique.

***Réponse 13* :**

Une source de particules à accélérer (électrons ou ions), un dispositif d'accélération (linéaire ou circulaire), un espace d'expérimentation où est placée la cible à irradier.

***Réponse 14* :**

**a)** des électrons.
**b)** le faisceau d'électrons accélérés interagit (après accélération) avec une cible de numéro atomique élevée. Les rayons X produits sont issus du phénomène de freinage des électrons auprès des noyaux des atomes de la cible.
**c)** le spectre est continu, d'une énergie nulle jusqu'à une énergie maximale égale à celle des électrons accélérés.

***Réponse 15* :**

Dans l'espace situé entre les deux « Dee ».

***Réponse 16* :**

Le champ électrique appliqué dans l'espace situé entre les « Dee » accélère la particule à chaque passage. Le rayon de courbure de la trajectoire de la particule étant proportionnel à sa vitesse, celui-ci augmente à chaque passage de la particule dans le champ électrique, appliquée dans l'espace situé entre les « Dee ».

***Réponse 17* :**

Des réactions du type (p,n) ou ($^2H$,n) où les protons ou les ions $^2H$ sont accélérés et interagissent sur une cible.

*Exemple* : $^3H + {}^2H \rightarrow {}^4He + n$

This page intentionally left blank

# 4 Effets biologiques des rayonnements

*Christine Jimonet, Henri Métivier*

## Introduction

En 1895, Wilhelm Roentgen observe que des électrons accélérés frappant une plaque de métal dans une ampoule en verre sous vide provoquent l'illumination d'un écran fluorescent situé à proximité, et cela même si l'ampoule est entourée de papier noir.

Il en conclut que l'ampoule émet des rayons inconnus, qu'il nomme rayons X, capables de traverser le verre, le papier et l'air. En interposant sa main entre l'ampoule et une plaque photographique, il voit l'image des os de sa main se dessiner sur la plaque : les rayons X sont également capables de traverser le corps humain. La photographie fait le tour de l'Europe et les médecins comprennent immédiatement l'intérêt d'un tel phénomène physique : c'est le début de la radiologie.

Cependant, en 1900, Henri Becquerel observe sur sa peau une tache rouge à l'emplacement du tube contenant du radium qu'il avait placé dans la poche de son gilet. En 1902 est décrit le premier cancer lié à l'utilisation des rayons X chez un employé qui vérifiait depuis plusieurs années sur sa main le bon fonctionnement des tubes. De nombreux autres cancers apparaissent chez les radiologues, médecins et physiciens qui utilisent de manière intensive ces rayons X et il apparaît dès lors le besoin de réglementer leur utilisation. Des commissions se créent à partir de 1925, mais c'est en 1928 à Stockholm lors du congrès international de radiologie que sont créées deux commissions internationales non gouvernementales : la Commission internationale pour les unités et la mesure des rayonnements (ICRU)[1] ; et la Commission internationale de protection radiologique (ICRP)[1] chargée de définir les règles de la radioprotection. Ces deux commissions existent toujours et la réglementation en vigueur aujourd'hui s'appuie très largement sur leurs recommandations.

Pour qu'une source située à l'extérieur de l'organisme engendre une exposition, il faut que le rayonnement puisse atteindre les molécules cibles. Autrement dit, il doit être suffisamment pénétrant. Cette condition n'est pas nécessaire pour des substances qui auraient pénétré à l'intérieur de notre organisme par inhalation, ingestion, blessure ou transfert cutané, les radionucléides étant alors en contact direct avec les cellules et leurs constituants.



[1] Alors que l'acronyme ICRP est traduit par CIPR, celui de l'ICRU n'est jamais francisé.

Comme cela a été explicité dans le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière », les rayonnements ionisants perdent leur énergie par ionisation et excitation des atomes constituant les milieux traversés. Les effets biologiques observables au niveau d'un organisme résultent donc des lésions moléculaires induites par l'ionisation, qui entraîne la rupture des liaisons covalentes des molécules biologiques.

Deux approches sont utilisées pour étudier les effets biologiques découlant de la dégradation de ces molécules biologiques : l'épidémiologie et l'expérimentation. L'épidémiologie consiste à observer les effets sur des populations exposées naturellement ou bien artificiellement, comme la population des survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki, les travailleurs dans les mines d'uranium... Grâce à l'expérimentation, les chercheurs peuvent, entre autres, observer les dégâts et perturbations engendrées par les rayonnement ionisants sur la molécule d'ADN, support de l'information génétique, ou analyser les mécanismes de réparation mis en jeu par la cellule pour contrecarrer sa dégradation.



## 4.1. Effets moléculaires de l'interaction des rayonnements ionisants

Comme toute matière, le corps humain est composé d'atomes, principalement d'atomes d'hydrogène, d'oxygène, de carbone et d'azote. Ces atomes sont regroupés en molécules, la molécule d'eau étant notre constituant principal. Mais l'organisme est également constitué de lipides, protides, glucides, acides nucléiques, pour ne citer que quelques grandes familles de molécules. Ces molécules sont organisées pour constituer les cellules, petits compartiments limités par une membrane et contenant une solution aqueuse de composés chimiques. Un organisme est composé de milliards de cellules aux rôles différents et les cellules de structures et de fonctions semblables sont regroupées pour former les tissus : tissu nerveux, musculaire... Très souvent, plusieurs tissus différents composent un organe à qui est associée une fonction principale. Un ensemble d'organes remplissant des fonctions complémentaires et en interaction définissent un système : système circulatoire, système digestif... Enfin, tous les systèmes coopèrent au sein de l'organisme.

Les rayonnements traversent la matière, ils rencontrent et interagissent avec les atomes la constituant : au passage, ils arrachent des électrons et cèdent de l'énergie. Ces ionisations endommagent plus ou moins les propriétés fonctionnelles des molécules constituant l'organisme, parmi lesquelles deux jouent un rôle particulier :

– l'eau, pour des raisons quantitatives puisqu'elle compose environ 70 % du poids du corps ;

– l'acide désoxyribonucléique (ADN) pour des raisons qualitatives, puisque c'est le support de l'information génétique.



Il est communément admis de considérer l'ADN comme la principale molécule cible des rayonnement ionisants en termes de conséquences, même si la modification de lipides membranaires et de certains acides aminés constituant des protéines peuvent perturber la vie cellulaire.

L'effet de l'interaction du rayonnement peut être direct. Dans ce cas, l'énergie est directement transférée à la molécule d'intérêt biologique, en l'occurrence l'ADN.

L'effet de l'interaction du rayonnement peut également être indirect. Dans ce cas, l'interaction a lieu avec des molécules d'eau. La modification de l'ADN résulte alors d'une réaction chimique avec des espèces réactives, telles le radical hydroxyle OH°, provenant de la radiolyse de molécules d'eau.

Il est à noter que la formation de radicaux libres, espèces chimiques très réactives, n'est pas spécifique de l'action des rayonnements ionisants. L'action des UV ou du métabolisme conduit également à la formation de ces radicaux qui sont en partie responsables des phénomènes de vieillissement.

L'interaction moléculaire des rayonnements par effet direct et indirect est illustrée figure 4.1.

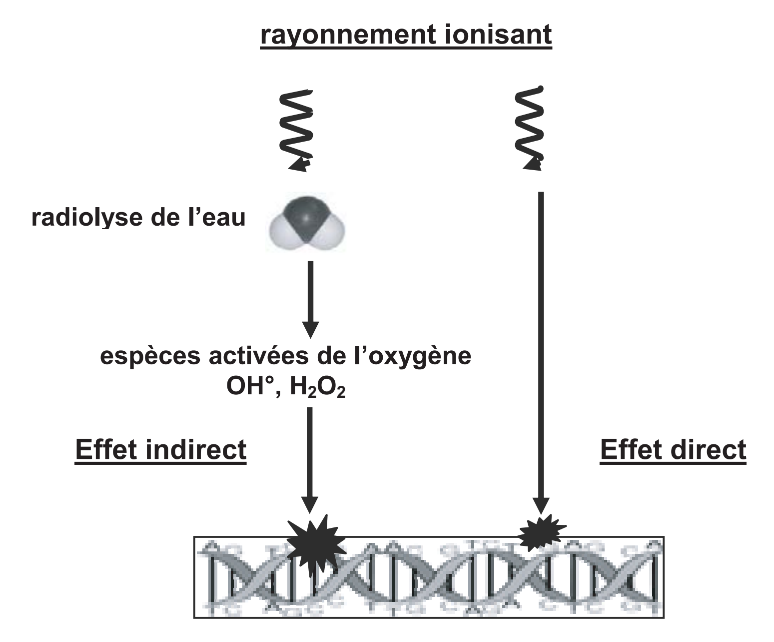



**Figure 4.1. Effet direct et indirect du rayonnement ionisant sur l'ADN.**

## Pour en savoir plus
## La cellule et l'ADN

(D'après la Fédération nationale des centres de lutte contre le cancer
Bernard Hœrni - mise à jour le : 12/12/2005.)

Dérivée par métaphore d'un mot latin signifiant « petite chambre » (la cellule d'un moine), la cellule est la plus petite unité constitutive d'un organisme vivant évolué, animal ou végétal (il y a des êtres primitifs composés d'une seule cellule).

Parmi ses constituants, et comme représenté sur la figure 4.2, on distingue un noyau, un cytoplasme et une membrane qui la limite en périphérie. Le noyau contient l'ADN (Figure 4.3), véritable mémoire de la cellule, représentée par l'ensemble des gènes (20 000 à 25 000) sous une forme plus condensée que dans une « puce » informatique (Figure 4.4). L'ADN commande la fabrication (synthèse) des protéines et de toutes les substances nécessaires à la vie de la cellule. Dans le cytoplasme existe une véritable usine biologique avec de nombreux « ateliers » consacrés à des tâches différentes. Certains assurent, à partir de l'information de l'ADN, la synthèse des protéines à partir de leurs composants élémentaires, les acides aminés. Certaines de ces protéines agissent immédiatement au sein du cytoplasme comme les enzymes qui facilitent (catalysent) les réactions biologiques. D'autres sont rejetées à l'extérieur de la cellule pour agir sur d'autres cellules voisines ou à distance comme le font les hormones. D'autres encore sont responsables du fonctionnement cellulaire, comme celui des fibres musculaires qui s'étirent ou se contractent selon les mouvements. Plutôt qu'une limite, la membrane cytoplasmique est un lieu d'échange. Elle laisse sortir les produits fabriqués dans la cellule pour leur permettre d'agir ailleurs ou d'être éliminés. Elle laisse pénétrer des substances utiles ou néfastes au fonctionnement cellulaire. La membrane de certaines cellules présente des structures qui leur permettent de s'attacher aux voisines. C'est ce qui donne à un tissu sa cohérence et parfois son extrême solidité : c'est le cas pour l'épithélium pavimenteux de la peau qui est souple mais parmi les tissus les plus résistants de l'organisme.

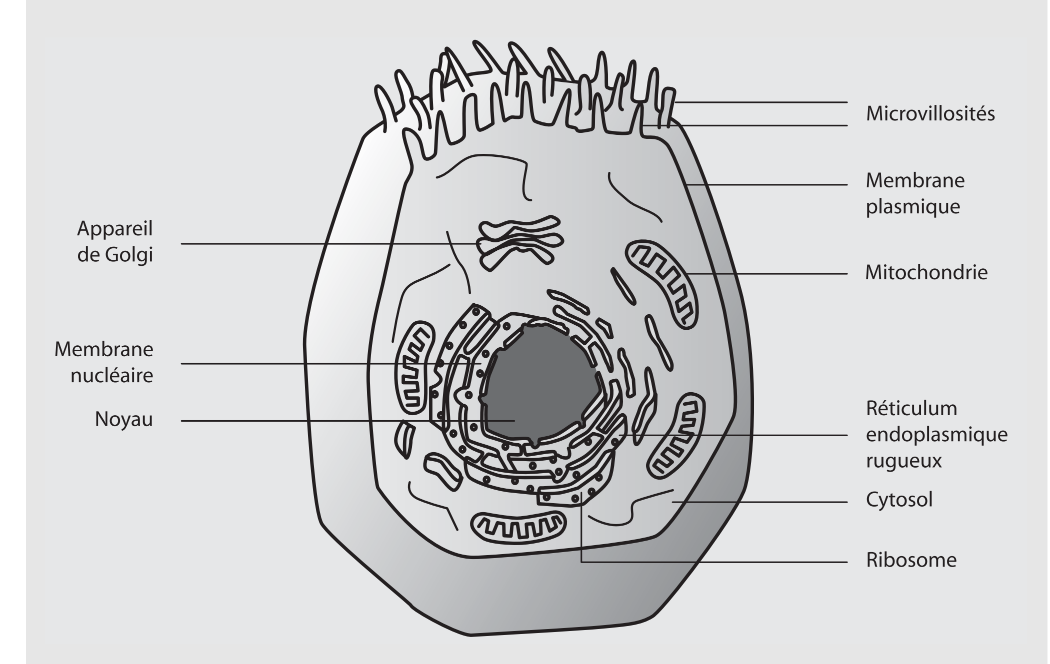



**Figure 4.2. Représentation schématique d'une cellule (dessin Marion Solvit).**

Phosphate Sucre Adénine Thymine Sucre Phosphate

Double hélice d'ADN

Thymine
Adénine
Cytosine
Guanine
Désoxyribose (sucre)
Phosphate
Liaison hydrogène

**Figure 4.3. Représentation de la double hélice de l'ADN (dessin Marion Solvit).**

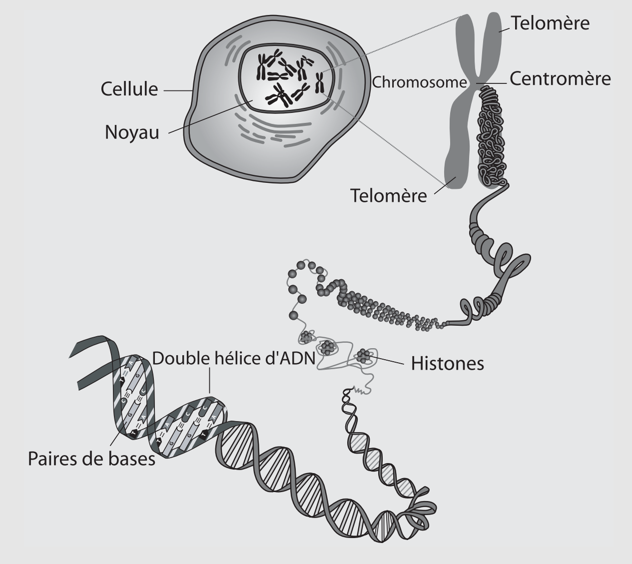



**Figure 4.4. Condensation de l'ADN lors de la formation des chromosomes (dessin Marion Solvit).**

## 4.2. Effets cellulaires, conséquences des effets moléculaires



Suivant la complexité des modifications de l'ADN par effet direct ou indirect et comme l'indique la figure 4.5, différents cas pourront se produire en termes d'effets cellulaires.

Prenons tout d'abord le cas d'une cellule dont l'ADN est faiblement lésé. Il y a toutes les chances pour que celle-ci retrouve une vie normale car les altérations de la molécule d'ADN sont inhérentes à la vie de la cellule. Les organismes vivants se sont en effet développés dans un monde constamment exposé aux radiations et de nombreux agents physiques ou chimiques sont également susceptibles d'endommager quotidiennement l'ADN cellulaire. La cellule dispose donc d'un ensemble de moyens de réparation de ces altérations moléculaires. Si ces dommages sont parfaitement réparés par les mécanismes enzymatiques en place dans la cellule, la survie cellulaire sera alors normale.

En revanche si les réparations sont incomplètes ou erronées, l'information génétique de la cellule va s'en trouver modifiée et une cellule mutée est alors créée.

Enfin, la mort cellulaire immédiate ou différée à la prochaine division sera le devenir d'une cellule ayant son noyau très endommagé. Cette mort pourra survenir par deux mécanismes : la nécrose et l'apoptose. La nécrose conduit à un éclatement des structures cellulaires et au relargage de son contenu plus ou moins agressif dans le milieu avoisinant, occasionnant une réaction inflammatoire. L'apoptose est une mort programmée de la cellule par suicide, celle-ci se fragmentant en petits sous-ensembles non agressifs pour le milieu. Cette mort cellulaire programmée est en fait un mécanisme de protection qui évite à l'organisme de garder des cellules ayant un patrimoine génétique modifié.

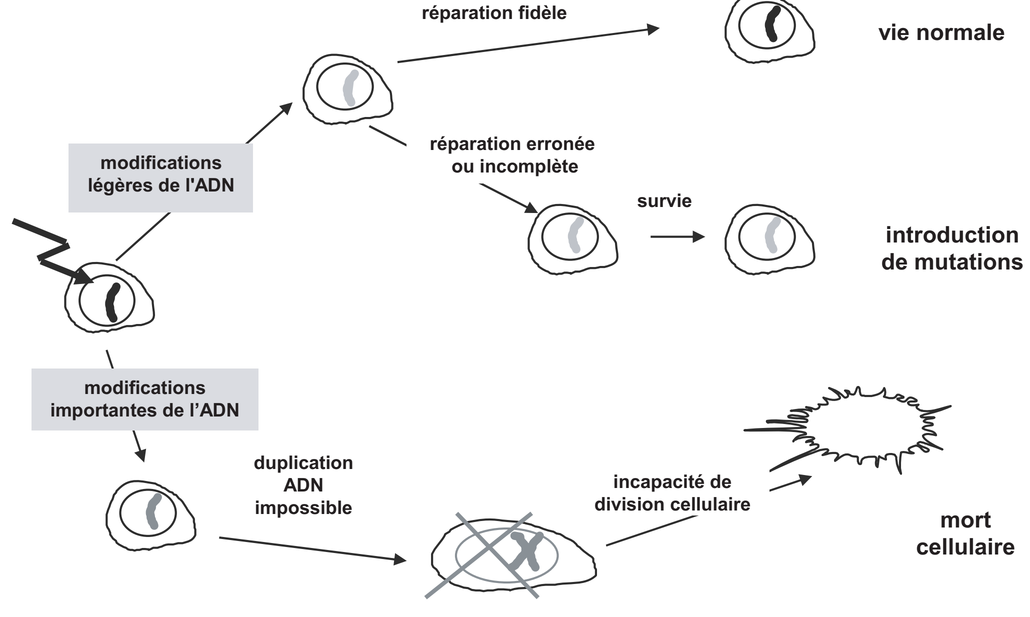



**Figure 4.5. Devenir cellulaire suite à des modifications de l'ADN.**

## Pour en savoir plus

## Mutations et systèmes de réparation

(D'après les *Productions animales*, numéro hors série « Génétique moléculaire : principes et application aux populations animales », INRA, 2000.)

Le taux de mutation basal de l'ADN reflète les erreurs inévitables lors de la réplication ou de la réparation de l'ADN. En effet, la fidélité des ADN polymérases n'est pas absolue et des erreurs de réplication surviennent avec une fréquence d'environ $10^{-9}$ par nucléotide incorporé, soit environ une mutation par division cellulaire sur l'ensemble du génome. Au cours d'une vie humaine, l'organisme effectuant de l'ordre de $10^{17}$ divisions cellulaires, le génome subit donc environ $10^{17}$ mutations somatiques. Pour la lignée germinale, on estime à 24 et ($30 + 23n + 5$ où n = âge en années – 15) le nombre de divisions nécessaires pour produire respectivement un ovule et un spermatozoïde. Chaque ovule est donc porteur d'environ 24 mutations ponctuelles et chaque spermatozoïde d'un homme de 25 ans comporte près de 265 mutations liées aux erreurs de réplication.

L'ADN est, de plus, soumis à des modifications chimiques spontanées, principalement des réactions d'hydrolyse :

- des dépurinations spontanées, dues à la labilité de la liaison N-glycosidique reliant les bases puriques au squelette de polydésoxyribosephosphate. Cette liaison peut être hydrolysée et la purine (A ou G) remplacée par un groupement hydroxyle sur le carbone 1′. Il s'agit d'événements très fréquents, 5 000 bases puriques étant perdues chaque jour par chaque cellule humaine ;
- des transitions tautomériques (-NH2 → =NH ou C=0 → =C-OH), en particulier des désaminations avec transition de l'adénine en hypoxanthine, de la guanine en xanthine, de la cytosine en uracile. Ce dernier cas survient avec une fréquence d'environ 100 bases par jour et par cellule chez l'Homme ;
- des transversions qui consistent en une substitution d'une pyrimidine (C ou T) par une purine (A ou G) ou inversement.

L'ADN génomique peut également être altéré par exposition à de multiples mutagènes, endogènes (radicaux libres) ou exogènes (rayonnement UV) qui peuvent induire la formation de liaisons covalentes entre deux pyrimidines voisines (CC, CT ou TT) sur le même brin d'ADN.

La plupart de ces modifications (cassure d'un brin, création de liaisons covalentes entre bases complémentaires, modification chimique d'une base, excision d'une base...) sont généralement reconnues et corrigées par les systèmes enzymatiques de réparation des cellules, à l'exception des cas de désamination d'une cytosine méthylée. En effet, dans ce cas, le produit formé (5-méthyle uracile) correspond à la thymine, non reconnue comme élément étranger à l'ADN et de ce fait non réparée. La transition accidentelle C→T est donc généralement fixée. Les régions riches en cytosines méthylées, en particulier les doublets CG, sont donc des sites vulnérables et constituent des points chauds (hot-spots) de mutation.

Si la réparation est imparfaite, la mutation accidentelle peut être fixée. Les mutations qui surviennent dans la lignée germinale peuvent être transmises aux générations ultérieures, générant potentiellement un polymorphisme, tandis que les mutations somatiques ne concernent que l'individu chez lequel elles surviennent. Pour les cellules somatiques, si la mutation est sans effet sur le fonctionnement de la cellule, le clone cellulaire mutant se dilue dans la population et la mutation reste inaperçue. Si la mutation est délétère, le clone s'éteint spontanément. Si au contraire, la mutation procure un avantage sélectif, le clone muté peut proliférer, comme dans le cas des cancers par exemple.



## 4.3. Effets déterministes

Les effets déterministes résultent de la mort d'un grand nombre de cellules et sont donc associés aux lésions importantes de la molécule d'ADN. Ces effets sont dits à seuil, car si la mort de quelques cellules n'affecte pas les caractéristiques physiologiques d'un organe, la destruction d'un grand nombre de celles-ci va conduire à son dysfonctionnement.

Comme l'indique le tableau 4.1, la durée de vie des cellules ainsi que le nombre éliminé journellement sont deux caractéristiques qui dépendent du tissu auquel appartiennent les cellules.

**Tableau 4.1. Renouvellement cellulaire en fonction du type de cellules.**

| Cellules | Durée de vie | Pertes |
|---|---|---|
| musculaires | celle de l'individu | quelques centaines/jour |
| sanguines | hématies : 120 jours | 200 milliards/jour |
| muqueuse intestinale | environ 3 jours | 100 milliards/jour |
| épithéliales | environ 30 jours | 1,5 g/jour |

Pour assurer son fonctionnement normal sur l'ensemble de la vie, l'organisme doit donc renouveler en permanence les cellules sanguines, les cellules épithéliales et les cellules de la muqueuse intestinale. Cela s'effectue respectivement à partir de la division des cellules souches de la moelle osseuse, de la peau et des cryptes intestinales.

Se divisant intensément, les cellules souches sont donc les cellules les plus radiosensibles et dès 1906, Bergoni et Tribondeau énonçaient qu'un tissu apparaît d'autant plus radiosensible que les cellules qui le composent sont peu différenciées, ont un potentiel de prolifération plus grand et se divisent plus vite.

Les effets déterministes résultent donc d'une perte de la capacité fonctionnelle du tissu ou de l'organe et apparaîtront si la quantité de cellules détruites devient trop élevée. Aux effets déterministes est ainsi associée la notion de dose-seuil d'irradiation : en deçà de cette dose, aucun effet n'apparaîtra, au-delà de la valeur de la dose-seuil, l'effet apparaîtra obligatoirement. Corrélativement, s'y associe la notion de gravité de l'effet qui augmente avec la dose reçue.

## 4.3.1. Effets d'une irradiation localisée

### 4.3.1.1. La peau

Illustré par la figure 4.6, l'épiderme est un système dynamique constitué d'une assise de cellules souches, de quelques couches de cellules épithéliales et de cellules mortes qui desquament.

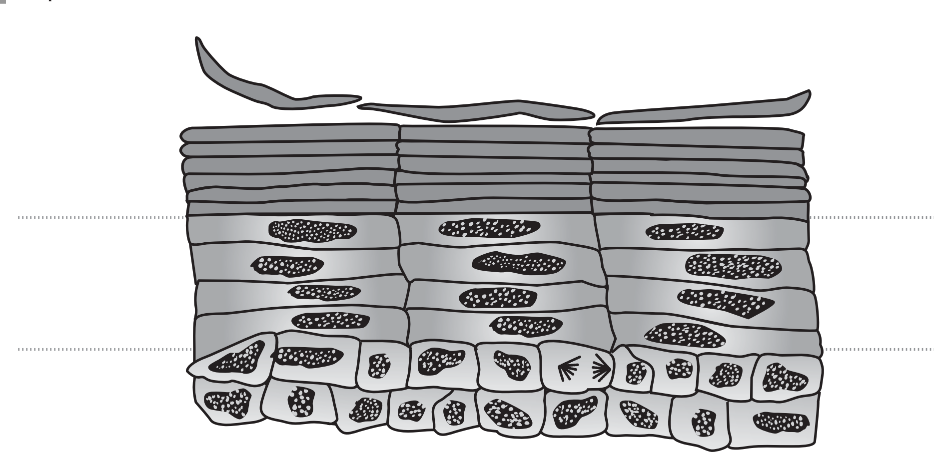


**Figure 4.6. Coupe d'épiderme (dessin Marion Solvit).**

Les lésions radio-induites de la peau sont appelées radiodermites.

Une dose d'1 Gy délivrée localement induit la mort de cellules basales de l'épiderme mais sans lésions observables à part une atrophie de la peau.

Une dose de 5 Gy conduit à la formation d'un érythème (coup de soleil) et à la desquamation de la partie supérieure de l'épiderme.

Au delà de 10 Gy, il y a épidermite exudative avec ulcération due à l'atteinte des cellules basales mais aussi du système vasculaire.

### 4.3.1.2. Les yeux

Le cristallin est la partie la plus sensible de l'œil et la cataracte due à l'opacification de ce dernier sera susceptible de se développer en cas d'exposition directe de l'œil.

Pour une exposition unique, une opacité détectable mais non évolutive apparaîtra pour une dose de 1 à 2 Gy. La dose-seuil conduisant à une cataracte est de 2 à 5 Gy. Si cette dose est atteinte, la cataracte se développera après une période de latence d'au moins 10 ans, mais elle se développera obligatoirement.

### 4.3.1.3. Les organes reproducteurs

Le tableau 4.2 ci-après indique les doses-seuil en cas d'exposition unique localisée aux organes sexuels et conduisant à une stérilité provisoire ou définitive.

La grande différence de radiosensibilité entre les deux types de cellules germinales s'explique par la genèse des deux types cellulaires.

**Tableau 4.2. Doses seuil aux organes sexuels.**

| Organes sexuels | Homme | Femme |
|---|---|---|
| | Dose seuil (Gy) | Dose seuil (Gy) |
| Stérilité provisoire | 0,3 | 2 |
| Stérilité définitive | 5 | 7 |

En effet, les spermatozoïdes ont une durée de vie moyenne de 72 h. Ils sont continuellement produits par division intense et différentiation de cellules « précurseurs », alors que la femme adulte dispose à la naissance de son stock total d'ovocytes.

#### 4.3.1.4. L'embryon

La radiosensibilité de l'embryon et du fœtus humain varie selon son stade de développement.

Si l'exposition a lieu avant l'implantation de l'œuf, c'est-à-dire avant le 9$^{e}$ jour après la conception, les effets sont du type tout ou rien : l'irradiation peut entraîner la disparition de l'embryon, ou bien la nidification s'effectuera et l'exposition sera sans conséquences sur le développement de l'embryon.

Au stade de l'organogenèse (de 9$^{e}$ au 60$^{e}$ jour) la radiosensibilité des tissus est maximale, l'exposition peut être responsable de malformations.

Au cours de la phase fœtale, le système nerveux reste radiosensible, l'irradiation peut entraîner un retard mental en particulier du 60$^{e}$ au 110$^{e}$ jour.

À Hiroshima-Nagasaki, chez les sujets irradiés *in utero*, aucune malformation ou maldéveloppement de l'embryon n'ont été observés pour des doses inférieures à 0,5 Gy. Il est généralement admis 0,1 Gy comme quasi-seuil de dose. (*CIPR Publication 84*, Grossesse et irradiation médicale, 2001.)

### 4.3.2. Effets d'une irradiation unique, globale et homogène de tout l'organisme

Les pathologies décrites découlent d'observations réalisées suite à des irradiations accidentelles ou bien à des irradiations du corps entier pour des raisons médicales (greffes d'organes, leucémie).

Le tableau clinique résulte de la destruction des types cellulaires les plus radiosensibles (moelle osseuse, muqueuse intestinale).

Les valeurs de dose seuil peuvent varier selon les auteurs et sont données à titre d'ordre de grandeurs.

À partir de 0,3 Gy, il est observé une modification temporaire de la formule sanguine.

Au-delà de 1 Gy, c'est l'atteinte des cellules souches du sang, appelées cellules hématopoïétiques et contenues dans la moelle osseuse, qui conduira au syndrome hématopoïétique.

Parmi les cellules sanguines et outre les globules rouges, ce sont les lymphocytes, responsables des défenses immunitaires, qui disparaissent les premiers puis, plus tardivement, les globules blancs (polynucléaires) qui jouent un rôle dans la destruction des

germes infectieux, et enfin les plaquettes (rôle de coagulation). Ces atteintes expliquent les symptômes observés : infections et hémorragies.

À partir d'une exposition à 6 Gy, à l'atteinte de la moelle osseuse s'ajoute celle de la muqueuse intestinale (syndrome gastro-intestinal). L'atteinte des cellules de renouvellement conduit à la destruction du revêtement cellulaire des villosités de l'intestin grêle. Les phénomènes d'absorption sont totalement modifiés et compliqués de risques d'infection.

Au-delà de plusieurs dizaines de grays, l'irradiation du cerveau conduit à l'apparition d'un syndrome neurovasculaire caractérisé par un œdème cérébral, coma et mort par arrêt respiratoire dans un délai de 1 à 2 jours.

La mort de 50 % des sujets survient en l'absence de tout traitement pour une valeur d'exposition corps entier moyenne de 4,5 Gy. Cette valeur correspond donc à la dose létale 50.

L'ensemble de ces informations est résumée dans la figure 4.7.

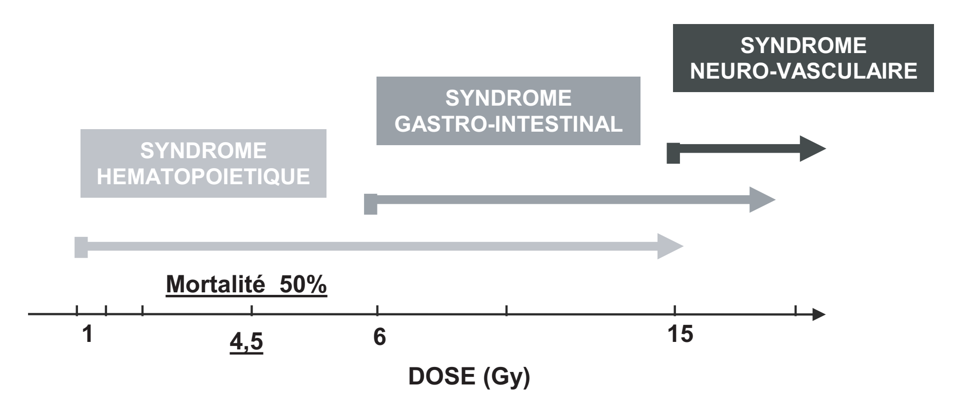



**Figure 4.7. Les trois syndromes en cas d'exposition globale aigüe.**

En cas d'irradiation accidentelle aiguë, le tableau clinique correspond au syndrome d'irradiation, dans lequel on distingue quatre phases :

– phase initiale ou précoce caractérisée par des nausées et des vomissements, le délai d'apparition de ces premiers symptômes et leur gravité varient avec la dose ;

– phase de latence durant laquelle les symptômes disparaissent, elle est d'autant plus courte que la dose est élevée ;

– phase critique durant laquelle se développent les signes caractéristiques de chaque syndrome décrits précédemment ;

– la dernière phase peut être soit fatale, soit phase de récupération, ou de convalescence.

En cas d'incident/d'accident, il est important d'évaluer la dose reçue, puisque la gravité de la pathologie dépend de cette dose. Cette évaluation va se faire à l'aide de :

– la dosimétrie physique et légale, bien que souvent difficilement exploitable en situation accidentelle ;

– l'examen clinique. En effet pour chaque symptôme il existe, comme pour les doses létales, des doses moyennes reliées à l'apparition de certains effets chez les personnes exposées. Ces évaluations à partir de l'examen clinique pose le problème de la prise en compte des fluctuations individuelles ;

– la dosimétrie biologique qui comprend les bilans hématologiques, biologiques et cytogénétiques, ces derniers analysant le nombre et la forme des chromosomes ;

– la reconstitution dosimétrique par simulation numérique ou par reconstitution expérimentale à l'aide de mannequin contenant des dosimètres.

### 4.3.3. Caractéristiques des effets déterministes

Les effets sont dits déterministes, autrement dit obligatoires, s'ils présentent les caractéristiques suivantes :

– l'existence d'un seuil d'exposition, qui est la valeur de dose au-dessus de laquelle des lésions ou pathologies seront observées chez tous les sujets, d'où le terme obligatoire ;

– la gravité du dommage qui augmente avec la dose ;

– d'apparition précoce (jours, mois).

De façon générale et grâce à l'application de la réglementation, l'exercice normal d'une activité mettant en œuvre des rayonnements ionisants n'est pas susceptible d'entraîner d'effets déterministes. De tels effets ne sont observés qu'à la suite d'expositions accidentelles (accidents dans une installation, manipulation intempestive d'une source radioactive de forte activité) ou d'expositions volontaires de patients à des fins thérapeutiques (radiothérapie).

**Pour en savoir plus**

**Accidents graves, quelques chiffres**

(Nénot J.C., « Les accidents d'irradiation, 1950–2000. Leçons du passé ». *Radioprotection* 36 (4), 2001, 431-450.)

(Nénot J.C., « Les accidents radiologiques - Bilan de 50 ans d'accidents graves » dans *Radioprotection et Ingénierie nucléaire*, collection Génie Atomique, EDP Sciences, 2006.)

**Radiothérapie**

La radiothérapie est une méthode de traitement ciblé des cancers qui utilise l'énergie déposée par les rayonnements pour détruire les cellules cancéreuses en bloquant leur capacité à se multiplier tout en épargnant les tissus sains périphériques.

La dose délivrée en radiothérapie se mesure en grays (Gy). Le médecin radiothérapeute prescrit une dose à délivrer dans une région donnée (généralement la tumeur) ainsi que le fractionnement à utiliser (dose par jour). Il définit le cas échéant les contraintes de

dose à ne pas dépasser dans les régions avoisinantes (organes à risques). La dose prescrite et son fractionnement dépendent de la localisation et de la nature de la maladie. Généralement une dose de 45 à 80 Gy est délivrée à la cible par fraction de 2 Gy/jour (ordre de grandeur).



## 4.4. Effets stochastiques

Les effets stochastiques résultent de lésions non ou mal réparées des molécules d'ADN, conduisant à des cellules mutées qui ne sont pas entrées en apoptose et n'ont pas été éliminées par le système immunitaire.

Si la mutation affecte le génome de cellules somatiques (cellules du corps), la conséquence pourra être le développement d'un cancer.

Si la mutation intervient au niveau des gènes de cellules sexuelles (germinales ou reproductrices), les effets concerneront la descendance de l'individu exposé si la conception s'effectue à partir de la cellule sexuelle parentale mutée. On parle alors d'effets génétiques ou héréditaires.

Il est à noter que le suivi de populations exposées (Hiroshima-Nagasaki) n'a jamais mis en évidence d'excès d'effets héréditaires, et ce jusqu'à la seconde génération aujourd'hui suivie.

Le cancer et les effets génétiques constituent donc les effets dits stochastiques, également appelés effets aléatoires car relevant du domaine des probabilités.

### Caractéristiques des effets stochastiques

Les effets sont appelés stochastiques s'ils présentent les caractéristiques suivantes :

- ils n'apparaîtront que chez certains individus ;
- leur probabilité d'apparition augmente avec la dose ;
- leur gravité est indépendante de la dose ;
- ils sont d'apparition tardive, environ 5 à 10 ans pour les leucémies, 20 à 50 ans pour la plupart des autres cancers et au moins une génération pour les effets génétiques ;
- par précaution, la CIPR et les organismes de contrôle considèrent que la relation entre la fréquence d'apparition de ces effets et la dose est linéaire sans seuil.



## 4.5. Synthèse

La genèse des événements relatifs aux effets biologiques est résumée sur la figure 4.8, depuis l'interaction initiale jusqu'à la traduction éventuelle en pathologie. À noter, l'échelle de temps associée aux différents événements.

**Tableau 4.3. Caractéristiques des deux types d'effets biologiques.**

| **Effets déterministes (obligatoires)** | **Effets stochastiques (aléatoires)** Cancers et effets génétiques héréditaires |
|---|---|
| – Uniquement aux **fortes doses** | – Dès les **faibles doses** |
| – Existence d'un **seuil** | – **Pas de seuil** |
| – **Précoces** | – **Tardifs** |
| – **Gravité** dépend de la dose | – **Fréquence** dépend de la dose |



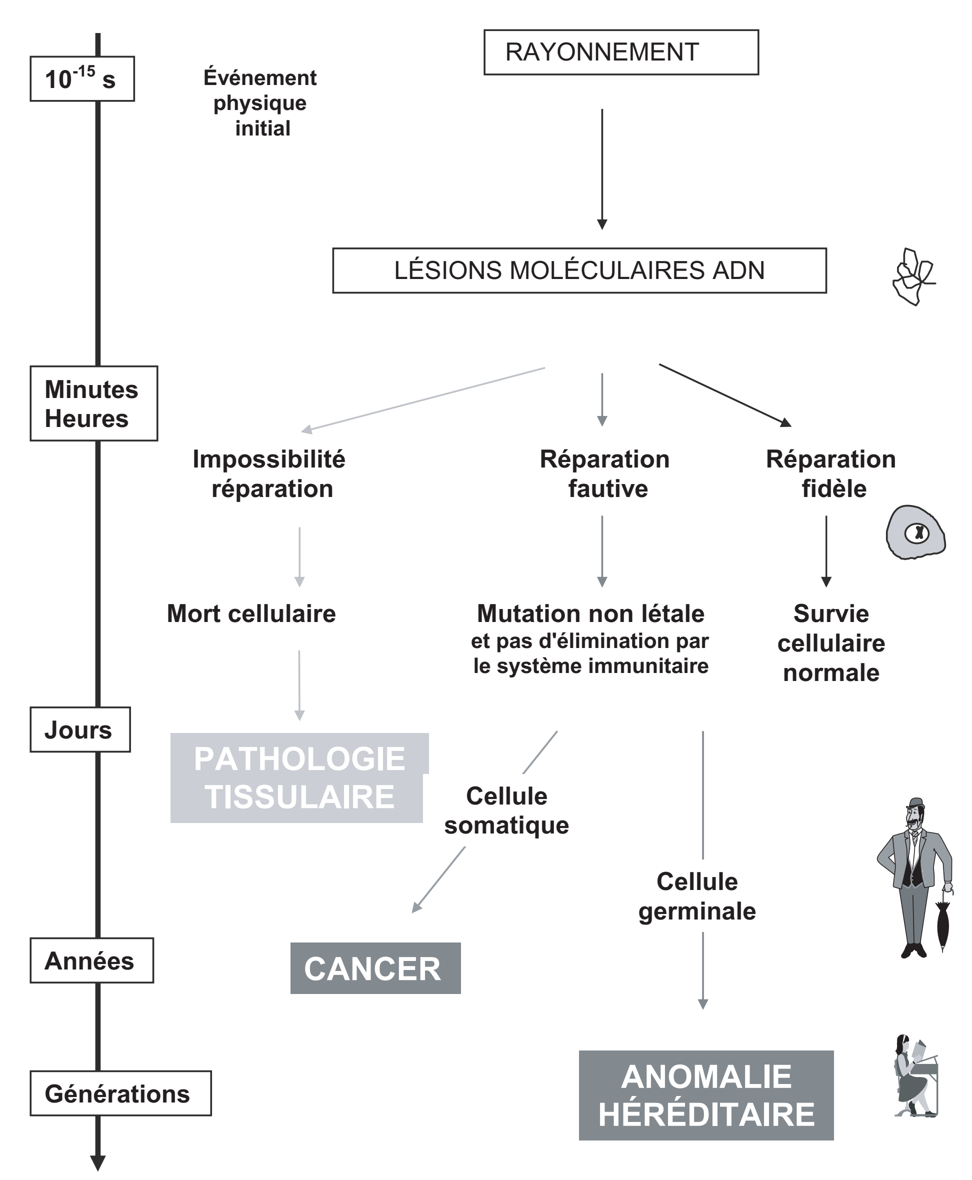



**Figure 4.8. Récapitulatif de la genèse des effets biologiques.**

# 4.6. Évaluation du risque

## 4.6.1. Effets cancérigènes

Si l'on exclut les situations accidentelles qui impliquent des expositions à de fortes doses et des conséquences de type déterministe, le domaine de la radioprotection concerne les expositions du public et des travailleurs à de faibles doses pour lesquelles ne se pose que le problème de l'apparition de phénomènes stochastiques.

Afin de déterminer le risque encouru lors de telles expositions, il convient de définir la relation dose-fréquence pour chacun de ces dommages.

Cette relation dose-fréquence peut être établie à partir des études *in vitro* sur des cultures cellulaires, de l'expérimentation animale et des enquêtes épidémiologiques.

Dans les faits, le suivi de populations humaines exposées est la seule base valable pour définir le facteur de risque.

Les cancers sont responsables d'environ 30 % de la mortalité globale dans les pays occidentaux ; c'est la deuxième cause de décès, après les maladies cardiovasculaires. De ce fait, un excès de cancers développés par une population exposée à des rayonnements ionisants ne peut être apprécié que par comparaison à une population témoin présentant les mêmes caractéristiques d'âge, de sexe et d'exposition à d'autres facteurs (tabac, alcool, alimentation, environnement... dont on suspecte la responsabilité dans 60 à 80 % des cancers apparaissant chez l'Homme). C'est le but des enquêtes épidémiologiques.

L'enquête épidémiologique, outre la définition d'une population témoin convenable, se heurte à de nombreux problèmes méthodologiques :

– la mortalité par cancers dans les populations occidentales étant de l'ordre de 30 %, l'excès de cancers induits par une exposition à des faibles doses est difficile à mettre en évidence ;

– plus la dose d'exposition est faible, plus le nombre de cancers potentiellement radio-induits est faible et plus la population étudiée doit être importante. Il est en effet admis qu'il est nécessaire de travailler sur des groupes de l'ordre de 1 000 personnes si l'exposition est de 1 Gy, de 10 000 pour 0,1 Gy et de 10 000 000 pour 0,01 Gy ;

– les effets étant tardifs, l'étude demande un suivi sur l'ensemble de la durée de la vie.

En pratique, c'est la population des survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki qui a été retenue pour les calculs de risque. L'étude porte sur environ 86 000 sujets.

Il a été observé un excès significatif de leucémies et de cancers chez les sujets exposés à plus de 0,2 Gy.

Au-dessous de 0,1 Gy chez l'adulte, aucune donnée fiable ne permet d'estimer un effet cancérigène.

Pour déterminer une relation dose-effet pour des doses inférieures à 0,1 Gy, définies à cet égard comme étant le domaine des faibles doses, il convient d'extrapoler les données obtenues à plus fortes doses, bien que cette extrapolation comporte un certain nombre d'incertitudes.

La figure 4.9 représente la relation dose-effet établie à partir des cancers observés chez les survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki et présente plusieurs domaines.

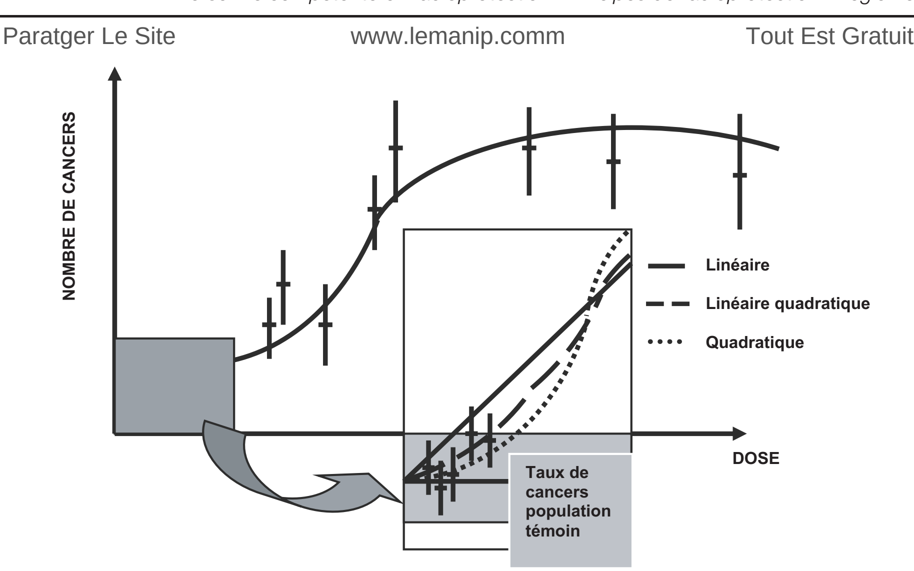



**Figure 4.9. Relation dose-effet.**

– doses > 1 Gy : le nombre de cancers en excès est significatif, l'incertitude est importante mais la forme de la courbe serait de type linéaire quadratique ;

– aux doses plus élevées : la relation linéaire quadratique s'infléchit du fait de la mortalité cellulaire ;

– doses < 0,1 Gy : les données sont rares et le faible nombre de cancers supplémentaires n'est pas significatif par rapport à la valeur dans la population témoin.

Les différentes expressions mathématiques compatibles avec l'expression des données sont représentées dans l'encart de la figure 4.9.

### Extrapolation aux faibles doses

Dans le domaine des faibles doses, il est donc nécessaire d'extrapoler la relation dose-effet qui a été déterminée pour une exposition aux fortes doses.

Pour ce faire, le principe de précaution a prévalu et les hypothèses les plus pessimistes ont été retenues, conduisant à une extrapolation linéaire passant par l'origine :

– à toute dose correspond donc un risque supplémentaire, il n'y a pas de seuil ;

– le risque est proportionnel à la dose.

Ces concepts sont repris sous l'expression couramment utilisée de « relation linéaire sans seuil ».

La conséquence pratique fondamentale est de dire qu'à toute exposition, même la plus minime, est associée un risque ; et son corollaire : accepter le risque si l'on accepte l'exposition. Cette situation est très différente de celle relative aux effets déterministes pour lesquels on peut prévenir un risque en raison de l'existence d'un seuil d'exposition qu'il suffit de respecter.

### 4.6.2. Effets génétiques

L'enquête la plus importante portant sur 30 000 enfants d'Hiroshima et de Nagasaki, dont au moins l'un des parents avait été irradié lors des bombardements, n'a montré aucune augmentation significative de la fréquence des anomalies génétiques.

Les estimations du risque génétique doivent donc être extrapolées à partir de données expérimentales obtenues chez des insectes ou, pour des doses relativement élevées, chez la souris.

Bien que la relation linéaire quadratique s'accorde aux faits expérimentaux, on utilise pour l'extrapolation sur l'Homme la relation linéaire sans seuil retenue en cancérogenèse.

### 4.6.3. Quantification du risque total d'apparition des effets stochastiques

Le risque total est la somme d'un risque somatique (cancérigène) et d'un risque génétique. Les chiffres retenus actuellement datent de 1988 (*CIPR Publication* 60) et sont à la base de la réglementation actuelle.

#### 4.6.3.1. Risque cancérigène

Le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant aux cancers mortels et non mortels est de $4{,}80.10^{-2}\ Sv^{-1}$.

#### 4.6.3.2. Risque génétique

Toujours dans le cas d'une irradiation de l'organisme entier, le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant aux effets héréditaires graves est de $0{,}80.10^{-2} Sv^{-1}$.

#### 4.6.3.3. Risque total

Le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant à l'ensemble des effets stochastiques est donc de $5{,}6.10^{-2} Sv^{-1}$.

**Pour en savoir plus**

**Définition du terme « Incidence » (incidence des cancers)**
(Fédération nationale des centres de lutte contre le cancer
Bernard Hœrni, 16/5/2002 - mise à jour le : 15/12/2005.)

En épidémiologie, l'incidence est le nombre de nouveaux cas d'une maladie observés pendant une période et pour une population déterminées, c'est le principal critère pour évaluer la fréquence des cancers. Elle se distingue de la prévalence qui compte tous les cas présents à un moment donné. L'incidence des cancers s'exprime en général pour une année, en valeur absolue pour un pays ou une région, ou en valeur relative rapportée à 100 000 habitants. Sa valeur peut être ajustée selon la structure d'âge d'une population pour permettre des comparaisons internationales. Sans cet ajustement, la comparaison serait difficile entre pays développés et pays en voie de développement

dont les pyramides des âges diffèrent profondément, en raison de l'influence prépondérante du vieillissement sur l'apparition des cancers.

Pour la plupart des pays, on constate une augmentation de l'incidence des cancers, mais la plus grande part de cette augmentation tient au vieillissement de la population et s'estompe si l'on considère les personnes à âge égal, par exemple la tranche d'âge entre 60 et 70 ans. Une autre part de l'augmentation des cancers est due à un diagnostic plus souvent fait, alors qu'auparavant des décès n'étaient rattachés à aucune cause précise (si ce n'est à la « vieillesse ») ; le dépistage qui se développe conduit aussi à reconnaître des cancers plus tôt qu'ils ne l'auraient été spontanément et quelques cancers qui ne se seraient pas manifestés avant la mort de la personne. Enfin, la légère augmentation d'incidence observée dans les pays industrialisés est due principalement à une forte augmentation des cancers dus au tabagisme, au premier rang desquels le cancer des bronches, qui masque une légère diminution de l'incidence de l'ensemble des autres tumeurs.

**Définition du terme « Mortalité » (mortalité par cancer)**
(Fédération nationale des centres de lutte contre le cancer
Bernard Hœrni, 16/5/2002 - mise à jour le : 24/02/2003.)

Elle exprime le taux de décès par unité de temps et dans une population donnée, en général par année et pour 100 000 habitants. Elle varie avec l'âge de cette population. C'est particulièrement vrai pour les cancers dont la fréquence augmente avec l'âge (seulement 1 % des décès par cancer surviennent avant 35 ans). Ainsi la mortalité par cancer est plus grande dans un pays industrialisé dont la population comporte une part élevée de personnes âgées, que dans des régions en voie de développement où la population est plus jeune (meurt plus tôt d'autres causes). [. . .]

[. . .] La mortalité dans le monde est, en chiffres ronds, de 50 millions chaque année. Un dixième de ces décès (5 à 6 millions) sont rattachés à un cancer, mais on prévoit que ce chiffre passe à 12 millions en 2020. En comparaison, 17,5 millions de morts sont provoquées par des maladies infectieuses ou parasitaires, 12 millions par des maladies cardiovasculaires, 500 000 par des grossesses. Comme les cancers frappent principalement des sujets âgés – par contraste avec les maladies infectieuses qui tuent beaucoup d'enfants, dans le tiers monde – leur importance est atténuée si l'on prend comme référence les années de vie perdues : pour l'ensemble du monde, les cancers sont responsables d'environ 6 % de ces pertes, contre 45 % dues à des maladies infectieuses ; ces chiffres sont respectivement de 19 % et 10 % pour les seuls pays industrialisés, de 2 % et 71 % pour l'Afrique sub-saharienne pour donner les deux situations extrêmes. [. . .]

[. . .] En France, les cancers représentent la deuxième cause de décès (pour 28 % d'entre eux) derrière les maladies cardiovasculaires (33 %) et devant les accidents (9 %) et les maladies respiratoires non cancéreuses (7 %). Cela représente près de 150 000 décès annuels par cancer. Ces proportions varient selon le sexe et l'âge. Il y a en France deux fois plus de décès par cancer chez l'homme (près de 300/100 000) que chez la femme (135/100 000), principalement à cause du tabac ; un cancer provoque près d'un décès masculin sur trois et seulement un décès féminin sur cinq. Chez l'homme, les cancers devancent de peu les maladies cardiovasculaires comme première cause

de décès (32 % et 29 % respectivement) tandis que chez la femme les taux sont de 23 % et 38 %. Entre 35 et 64 ans, les cancers sont la première cause de mort (42 % contre 18 % pour les maladies cardio-vasculaires) ; chez l'enfant de moins de 15 ans, les cancers sont la deuxième cause de décès (environ 10 %), loin derrière les accidents (plus de 50 %). La mortalité par cancer varie suivant d'autres facteurs. Avec le temps, la mortalité absolue augmente à cause du vieillissement de la population. En 1900, les cancers étaient responsables de seulement 3,5 % des décès dans une population française de près de 40 millions d'habitants. Si l'on considère la mortalité standardisée, à âge égal, la part des cancers à l'origine des décès augmente un peu, mais elle augmente beaucoup pour le cancer bronchique et les cancers ORL – quoique, pour ces derniers, la tendance se soit inversée – et elle diminue légèrement pour les autres cancers.

Cette évolution met en évidence l'écrasante responsabilité du tabac et ne permet pas de retenir une influence néfaste de l'industrialisation après la Seconde Guerre mondiale. La mortalité varie aussi selon les cancers comme le montrent les études épidémiologiques et les registres du cancer. Dans la plupart des pays il y a, à côté du cancer bronchique, une augmentation de la mortalité par cancers du sein, de la prostate et du côlon. À l'opposé, la mortalité par cancer de l'estomac et du col de l'utérus diminue beaucoup. On a évalué la part des différents facteurs connus à l'origine des cancers pour la mortalité due aux tumeurs malignes, dans les pays occidentaux. L'alimentation serait ainsi à l'origine d'un tiers des décès par cancers suivie de près par le tabac (30 %). Les autres facteurs viennent loin derrière : sexualité (7 %), profession (3-4 %), alcool (3 %), produits industriels (1 %), un certain nombre de cancers restant sans cause identifiée. Le soleil qui provoque de nombreuses tumeurs a une part modeste en raison de la guérison fréquente de la plupart des cancers de la peau.

**La cancérogenèse et la notion de probabilité associée**
(*Clefs CEA*, 2000.)

Chez l'Homme, les cellules d'un organisme sain ne se divisent que sur ordre des cellules environnantes. Au contraire, les cellules cancéreuses, ignorant les signaux qui limiteraient leur prolifération, n'obéissent qu'à leur propre programme de duplication. Les cellules d'une tumeur proviennent toutes de la division anormale d'une cellule unique, à l'origine d'un clone tumoral. Le processus, qui s'étale sur des années ou des dizaines d'années, résulte d'une accumulation de mutations dans certains gènes de cette cellule.

Deux classes de gènes, les proto-oncogènes et les gènes suppresseurs de tumeur, codent des protéines participant à la régulation du cycle cellulaire et jouent un rôle fondamental dans l'apparition du cancer. Les premiers stimulent la croissance cellulaire, les seconds la freinent. La perte, ou délétion, d'un fragment chromosomique porteur d'un gène suppresseur de tumeur, par cassure des deux brins de l'ADN sous l'action d'un rayonnement ionisant ou d'un autre agent mutagène, pourra conduire à rendre inopérant un mécanisme d'arrêt de la division cellulaire.

Les gènes codant les systèmes de réparation interviennent également dans la cancérisation. L'introduction de mutations dans ces derniers entraîne une instabilité de l'ADN,

puisque l'ensemble des cellules tumorales contiendra un ADN réparé de manière variable, donc différent d'une cellule à l'autre.

Les lésions de l'ADN, l'activation d'un oncogène ou l'inactivation d'un gène suppresseur de tumeur provoquent normalement le suicide de la cellule par apoptose, ce qui constitue un rempart à la prolifération de cellules potentiellement cancéreuses.

Un deuxième mécanisme de défense des cellules contre la prolifération met en jeu le raccourcissement, à chaque duplication, de segments d'ADN localisés aux extrémités des chromosomes et qui enregistrent le nombre de divisions cellulaires. Lorsqu'ils deviennent trop courts, ces télomères ne protègent plus les extrémités chromosomiques, occasionnant de nombreuses fusions entre ces dernières. Des chromosomes instables sont générés, créant un chaos génétique fatal à la cellule. La télomérase, enzyme qui remplace les segments de télomères éliminés à chaque division, est absente de la quasi-totalité des cellules saines mais présente dans presque toutes les cellules tumorales.

Des mutations dans les gènes liés à l'apoptose et à celui de la télomérase peuvent également intervenir dans le processus de cancérisation.

En conséquence, une tumeur se développe par étapes et apparaît après mutation de plusieurs gènes, ce qui explique le long délai existant généralement entre une mutation initiale et l'évolution clonale de la cellule siège de la mutation initiale.

**Tchernobyl et cancer de la thyroïde**


– Dossier Tchernobyl, IRSN, 2006, http://www.irsn.org/vf/05_inf/05_inf_1dossiers/05_inf_17_tchernobyl/05_inf_17_1tchernobyl_10fiches.shtm
– Nouveau regard sur Tchernobyl, l'impact sur la santé et l'environnement. *Revue générale nucléaire* 2, 2006.
– L'héritage de Tchernobyl. Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-economic Impacts. The Chernobyl Forum: 2003–2005. Second revised version. http://www.iaea.org/Publications/Booklets/Chernobyl/chernobyl.pdf


### 4.6.4. Grandeurs utilisées

La quantité de rayonnement reçu a pour grandeur la dose. C'est donc la dosimétrie, ou estimation de la dose, qui permet de quantifier l'atteinte de l'Homme résultant des différents types d'exposition. Elle ne se mesure pas chez l'Homme et est estimée, pour l'exposition externe, à partir de dosimètres décrits dans le chapitre 6 « Détection des rayonnements ionisants ».

La notion de dose absorbée est développée dans le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière ». Pour rappel, les rayonnements interagissent avec la matière environnante en cédant de l'énergie. La quantité d'énergie cédée est appelée la dose absorbée. Elle s'exprime en grays (Gy), qui correspond à une énergie de 1 joule cédée dans un kilogramme de matière ($1\ Gy = 1\ J.kg^{-1}$).

#### 4.6.4.1. Dose équivalente

La probabilité d'apparition d'effets stochastiques dépend non seulement de la quantité d'énergie absorbée, mais aussi de la nature du rayonnement produisant la dose.

En effet, le terme de rayonnement sous-entend aussi bien les rayonnements particulaires (alpha, bêta, neutrons) que les rayonnements électromagnétiques (X, gamma). Les rayonnements particulaires vont céder leur énergie en totalité lors d'interaction rayonnement matière suivant un parcours plus ou moins long dépendant de l'énergie mais aussi de la taille de la particule (alpha beaucoup plus grosse que bêta) alors que les rayonnements électromagnétiques sont beaucoup plus pénétrants et ne seront qu'atténués par interaction dans la matière. De ce fait, pour une même dose absorbée, les effets biologiques observés différeront suivant la nature des rayonnements.

Cette différence est prise en compte en pondérant la dose absorbée par un facteur lié à la qualité du rayonnement, appelé facteur de pondération pour les rayonnements et noté « $w_R$ ».

La grandeur ainsi créée s'appelle la dose équivalente, que l'on note $H_T$ dans un tissu ou un organe, et a pour expression :

$$H_T = \sum_R D_{T,R} \times w_R$$

où $H_T$ est la dose équivalente à l'organe $T$,
$w_R$ est le facteur de pondération pour le rayonnement $R$,
$D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne dans le tissu ou l'organe $T$, due au rayonnement $R$.

La publication 60 de la CIPR attribue à chaque type de rayonnement les facteurs de pondération $W_R$, portés dans le tableau 4.4.

L'unité de la dose équivalente est le sievert (Sv).

**Tableau 4.4. Facteur $W_R$ de pondération pour les rayonnements.**

| Rayonnement | Valeurs de $W_R$, *CIPR Publication* 60 |
|---|---|
| Photons de toutes énergies | 1 |
| Électrons | 1 |
| Neutrons d'énergie : | |
| $<$ 10 keV | 5 |
| 10 – 100 keV | 10 |
| 100 keV – 2 MeV | 20 |
| 2 MeV – 20 MeV | 10 |
| $>$ 20 MeV | 5 |
| Particules alpha, fragments de fission, noyaux lourds | 20 |

Ce concept de dose équivalente permet d'additionner des effets biologiques produits par des rayonnements différents. Son utilité n'est que réglementaire. La détermination des valeurs de $W_R$ résulte d'estimations réalisées par des experts comparant l'efficacité

biologique relative des différents rayonnements pour produire des cancers dans un organe. Ces coefficients de pondération n'ont donc de signification qu'aux faibles doses de rayonnement, conduisant à des effets stochastiques. La dose équivalente ne devrait donc être utilisée que pour des expositions aux faibles doses.

### 4.6.4.2. Dose efficace

Comme l'ont montré les études épidémiologiques, les cancers surviennent en fonction de la sensibilité intrinsèque de chaque organe.

À chaque tissu ou organe est ainsi affecté un facteur de pondération ($w_T$) qui prend en compte la probabilité d'effets stochastiques radio-induits pour cet organe. Le tableau 4.5 indique ces valeurs de $W_T$.

**Tableau 4.5. Valeurs de $W_T$.**

| Tissu ou organe | Facteur $w_T$ de pondération pour les tissus *CIPR Publication* 60 |
|---|---|
| Gonades | 0,2 |
| Moelle osseuse (rouge) | 0,12 |
| Colon | 0,12 |
| Poumon | 0,12 |
| Estomac | 0,12 |
| Vessie | 0,05 |
| Sein | 0,05 |
| Foie | 0,05 |
| Œsophage | 0,05 |
| Thyroïde | 0,05 |
| Peau | 0,01 |
| Surface des os | 0,01 |
| Autres tissus ou organes | 0,05 |

Ce facteur permet de calculer la dose efficace $E$.

Suivant sa définition, la dose efficace est une dose fictive qui, administrée de façon homogène au corps entier, entraînerait les mêmes dommages tardifs que l'ensemble des doses reçues par le même individu au niveau des différents organes et à des moments différents.

Ainsi, à partir d'une donnée mesurable, la dose absorbée, il est possible d'estimer un risque pour l'Homme à travers le concept de dose efficace.

Dans le cas d'une exposition partielle concernant plusieurs organes, la dose efficace est définie de la façon suivante :

$$E = w_{T1}H_{T1} + w_{T2}H_{T2} + w_{T3}H_{T3} + \dots$$

$$E = \sum_T w_T H_T$$

L'unité de la dose efficace est le sievert (Sv).

**Pour en savoir plus**

**Nouvelles recommandations de la CIPR, publication en 2007**

Depuis les recommandations de 1990 ayant fait l'objet de la publication 60, la CIPR a poursuivi ses travaux. Une nouvelle publication est actuellement (2007) sous presse, intégrant les nouvelles recommandations. Relativement peu de modifications seront apportées. Quelques changements devraient apparaître dans les valeurs attribuées aux $W_R$ pour les neutrons notamment, ainsi que pour les $W_T$ comme indiqué dans le tableau 4.6.

**Tableau 4.6. Nouvelles valeurs des facteurs $W_T$ pondération pour les tissus, suivant les recommandations de la CIPR à paraître en 2007.**

| Tissu ou organe | Facteur $w_T$ de pondération pour les tissus Nouvelles recommandations |
|---|---|
| Gonades | 0,08 |
| Mœlle osseuse (rouge) | 0,12 |
| Côlon | 0,12 |
| Poumon | 0,12 |
| Estomac | 0,12 |
| Vessie | 0,04 |
| Sein | 0,12 |
| Foie | 0,04 |
| Œsophage | 0,04 |
| Thyroïde | 0,04 |
| Peau | 0,01 |
| Surface des os | 0,01 |
| Cerveau | 0,01 |
| Glandes salivaires | 0,01 |
| Autres tissus ou organes | 0,12 |

## 4.7. Grands principes de la CIPR

Organisation non gouvernementale constituée d'experts internationaux indépendants, la CIPR existe depuis 1958 sous sa forme actuelle et a pour objectif d'émettre des recommandations.

De ce fait, son action s'articule autour de trois grands principes qui sont repris dans la réglementation française après l'étape de transposition en directive européenne :

– **La justification des pratiques :** aucune pratique impliquant des expositions aux rayonnements ionisants ne doit être adoptée, si elle n'apporte pas un *avantage* qui contrebalance le *détriment* qu'elle peut induire.

– **L'optimisation des expositions** : l'optimisation de la protection est basée sur l'adoption, par principe, de la relation dose-effet linéaire sans seuil. En effet, sachant que toute exposition produira un effet, la CIPR demande que toutes les expositions relevant de pratiques soient maintenues à un niveau de dose le plus bas possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

– **La limitation des doses d'exposition** : pour les effets déterministes à seuil, la limite est située en dessous du seuil ; pour les effets aléatoires sans seuil, la limite est posée à un niveau de risque acceptable.

**Tableau 4.7. Valeurs de limites recommandées (*CIPR Publication* 60).**

| | | |
|---|---|---|
| **Travailleurs** | **Dose efficace** | 20 mSv/an en moyenne sur 5 ans et non dépassement de 50 mSv/an |
| | Femmes enceintes | < 2 mSv à la surface de l'abdomen/9 mois |
| | **Dose équivalente** | |
| | Cristallin | 150 mSv/an |
| | Peau, mains, pieds, chevilles | 500 mSv/cm$^2$/an à une profondeur de 7mg/cm$^2$ |
| **Public** | **Dose efficace** | 1 mSv/an en moyenne sur 5 ans |
| | **Dose équivalente** | |
| | Cristallin | 15 mSv/an |
| | Peau, mains pieds, chevilles | 50 mSv/an |

## Pour en savoir plus

## La recommandation des limites par la CIPR

Pour en arriver à ces valeurs, la CIPR a étudié l'espérance de vie d'une population exposée aux rayonnements ionisants. Elle compare aux courbes d'espérance de vie des populations de référence ce qu'il adviendrait dans le cas d'une exposition à la valeur limite d'exposition chaque année de la vie professionnelle. Compte tenu des facteurs de risque et compte tenu du temps de latence des différents cancers qui peuvent résulter d'une exposition aux rayonnements ionisants, elle a évalué la perte d'espérance de vie pour différents niveaux de dose allant de 50 mSv/an à 20 mSv/an. La CIPR en a déduit que la valeur de 20 mSv/an ne modifiait en rien l'espérance de vie d'un travailleur qui y serait exposé toute sa vie professionnelle. Elle considère que le risque lié à une exposition de 20 mSv/an est acceptable et c'est cette limite qu'elle recommande pour réglementer l'exposition liée aux rayonnements ionisants. Malgré cette considération et en vertu du principe d'optimisation, la CIPR recommande de tendre vers une exposition la plus faible possible.



La traduction de ces recommandations dans la législation française, et donc applicable en France, sera vue dans le chapitre 9 « Réglementation en radioprotection ».

# 4.8. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Compléter le texte à trous suivant (un ou deux mot(s) par espace) :**

Le rayonnement interagit par ____ ___ lorsque l'énergie est directement transférée à la molécule d'intérêt biologique, en l'occurrence l'ADN.

L'effet _______ consiste en la modification de la molécule d'intérêt biologique, en l'occurrence l'ADN, par réaction chimique avec des ______ _______ formés après ionisation d'une molécule d'eau suite à l'interaction du rayonnement.

**2. Parmi ces propositions, lequel de ces organites cellulaires a été identifié comme cible critique pour les rayonnements ionisants :**

**a)** cytoplasme,
**b)** eau,
**c)** lysosome,
**d)** ADN.

**3. Lorsque l'ADN d'une cellule est modifié par interaction avec un rayonnement, quelles sont les trois possibilités de devenir de cette cellule ?**

**4. Les effets déterministes sont caractérisés par :**

**a)** l'existence d'une dose seuil,
**b)** pas d'effets en dessous de la dose seuil,
**c)** gravité des effets qui augmente avec la dose, lorsque la dose seuil est dépassée,
**d)** toutes les propositions ci-dessus.

**5. Un effet dont la probabilité d'apparition augmente avec la dose est appelé :**

**a)** effet stochastique,
**b)** effet déterministe,
**c)** effet non stochastique,
**d)** toutes ces propositions.

**6. Quels types d'effets biologiques sont susceptibles d'apparaître aux faibles doses pour les humains :**

**a)** effets déterministes,
**b)** effets précoces,
**c)** effets héréditaires,
**d)** effets stochastiques.

**7. Parmi les effets suivants, lesquels sont des effets stochastiques :**

**a)** carcinogenèse,
**b)** effets héréditaires,
**c)** cataracte.

**8. Les études épidémiologiques ont mis en évidence un risque significatif d'induction de cancers pour des expositions supérieures à :**

**a)** 10 mSv,

**b)** 100 mSv,
**c)** 1 000 mSv,
**d)** 2 000 mSv.

**9. Quelle est l'hypothèse de la forme mathématique retenue pour extrapoler aux faibles doses la courbe dose/excès de cancers ?**

**a)** quadratique,
**b)** linéaire sans seuil,
**c)** linéaire-quadratique,
**d)** exponentielle.

**10. La dose absorbée est :**

**a)** le nombre de rayonnements reçus par le sujet,
**b)** la quantité de rayonnement reçu par le travailleur durant son activité,
**c)** la quantité d'énergie reçue par un individu par unité de masse de matière traversée,
**d)** toutes les propositions ci-dessus.

**11. L'unité SI de la dose absorbée est :**

**a)** C/kg,
**b)** gray,
**c)** sievert,
**d)** rem.

**12. En radioprotection, la grandeur introduite pour tenir compte de la nature du rayonnement est :**

**a)** l'exposition,
**b)** la dose absorbée,
**c)** la dose équivalente,
**d)** la dose efficace.

**13. En radioprotection, la grandeur introduite pour tenir compte de la radiosensibilité propre à chaque organe est :**

**a)** l'exposition,
**b)** la dose absorbée,
**c)** la dose équivalente,
**d)** la dose efficace.

**14. L'unité SI de la dose équivalente et de la dose efficace est :**

**a)** C/kg,
**b)** gray,
**c)** sievert,
**d)** rem.

**15. Le rôle de la radioprotection est :**

**a)** d'éviter l'apparition des effets stochastiques, et de réduire l'occurrence des effets déterministes,
**b)** de réduire l'occurrence des effets déterministes seulement,
**c)** d'éviter l'apparition des effets déterministes, et réduire l'occurrence des effets stochastiques,
**d)** d'éviter uniquement l'apparition des effets déterministes.

**16. Les propositions suivantes correspondent-elles à un effet déterministe ou stochastique ?**

**a)** l'effet susceptible d'apparaître après une exposition du corps entier à de faibles doses est _________
**b)** quel type d'effet est susceptible d'apparaître après une exposition du corps entier à de fortes doses reçues en peu de temps ?_______
**c)** un effet présentant une dose-seuil est un effet _________
**d)** pour quel type d'effet la gravité est-elle indépendante de la dose reçue ? ________

**17. À l'aide du tableau 4.5 (facteurs $W_T$), classez les organes et tissus du moins radiosensible au plus radiosensible : thyroïde, seins , gonades, peau, moelle osseuse.**

**18. Listez les caractéristiques des effets déterministes puis des effets stochastiques.**

**19. Quels sont les grands principes de la radioprotection ? Expliquez-les.**

**20. Dans la figure ci-dessous, deux personnages se font face. L'un d'eux détient un grand nombre de balles qu'il lance en direction de son collègue. Certaines de ces balles atteignent le deuxième personnage.**

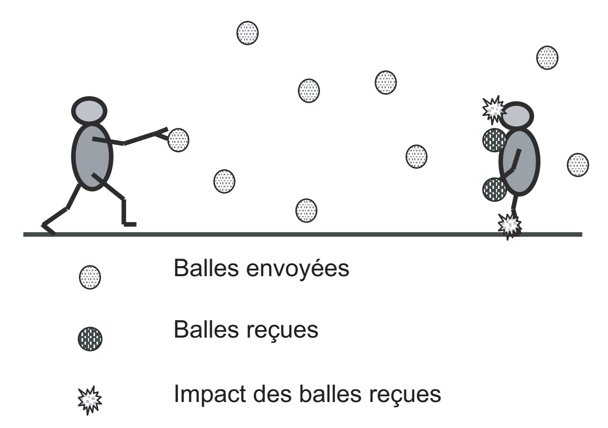



**Figure 4.10. Image des grandeurs et unités en radioprotection.**

**À quelles grandeurs utilisées en radioactivité ou en radioprotection reliez-vous les événements suivants : nombre de balles lancées, nombre de balles reçues, zones du corps cibles des impacts et douleurs associées aux balles reçues ?**

***Réponse 1*** : effet direct, indirect, radicaux libres.

***Réponse 2*** : d.

***Réponse 3*** :

- réparation fidèle des dégâts induits, la cellule retrouve son patrimoine génétique normal ;
- réparations incorrectes ou incomplètes conduisant à une cellule « mutante » ;
- mort cellulaire.

***Réponse 4*** : d.

***Réponse 5*** : a.

***Réponse 6*** : d.

***Réponse 7*** : a et b.

***Réponse 8*** : b.

***Réponse 9*** : b.

***Réponse 10*** : c.

***Réponse 11*** : b.

***Réponse 12*** : c.

***Réponse 13*** : d.

***Réponse 14*** : c.

***Réponse 15*** : c.

***Réponse 16*** : stochastique, déterministe, déterministe, stochastique.

***Réponse 17*** : peau, thyroïde/seins, moelle osseuse, gonades.

***Réponse 18*** :

- Effets déterministes :
  - existence d'un seuil d'exposition au-dessus duquel des lésions ou pathologies seront observées chez tous les sujets (d'où le terme obligatoire) ;
  - gravité du dommage augmente avec la dose ;
  - d'apparition précoce (jours, mois), sauf pour la cataracte.
- Effets stochastiques :
  - n'apparaissent que chez certains individus, ils sont aléatoires ;
  - la probabilité d'apparition augmente avec la dose ;
  - la gravité est indépendante de la dose, ce sont des effets en tout ou rien ;
  - ils sont tardifs, 5 à 10 ans pour les leucémies, 20 à 50 ans pour la plupart des autres cancers, au moins une génération pour les effets génétiques.

***Réponse 19*** :

– La justification des pratiques : aucune pratique impliquant des expositions aux rayonnements ionisants ne doit être adoptée, à moins qu'elle n'apporte un *avantage* qui contrebalance le *détriment* qu'elle peut induire.
– L'optimisation des expositions : toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.
– La limitation des doses d'exposition : effets déterministes à seuil : limite en dessous du seuil ; effets aléatoires sans seuil : limite à un niveau de risque acceptable.

***Réponse 20*** :

Le nombre de balles envoyées représente un nombre de désintégrations par seconde et par conséquent est une image de l'activité d'une source qui se mesure en becquerel (Bq).

Le nombre de balles reçues représente la dose absorbée en grays (Gy).

Les impacts laissés sur le corps par les balles reçues représentent la dose équivalente et la dose efficace en sievert (Sv).

This page intentionally left blank

# 5 Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants et gestion des déchets générés

*Cécile Etard*

## Introduction

Les sources de rayonnements ionisants sont très largement utilisées dans les domaines de la médecine et de l'industrie sous forme de générateurs électriques de rayonnements X, d'accélérateurs et de sources radioactives, scellées ou non.

Les applications les plus nombreuses et les plus connues concernent le domaine médical, en particulier l'utilisation des rayons X en radiodiagnostic médical et dentaire avec environ 50 000 installations en France (données DGSNR, 2005).

Dans l'industrie, les utilisations des rayonnements ionisants sont très variées : radiographie, détection, mesure, traçage...

Pour dresser un inventaire complet des sources de rayonnements ionisants, il convient d'ajouter la radioactivité naturelle tellurique (issue du sous-sol) et le rayonnement cosmique.

## 5.1. Sources naturelles de rayonnements ionisants

Les rayonnements ionisants d'origine naturelle sont de deux types : celui provenant de l'espace (on parle de *rayonnement cosmique*) et celui émanant de la croûte terrestre, le *rayonnement tellurique*.

### *5.1.1. Rayonnement cosmique*

Le rayonnement cosmique provient du Soleil et de la Galaxie. Il est composé de nombreux types de particules et rayonnements électromagnétiques, d'énergie très variable, tels que protons, neutrons, électrons et photons. L'interaction de ces rayonnements avec les constituants de l'atmosphère terrestre crée de plus des noyaux radioactifs tels que le tritium (hydrogène-3) et le carbone-14.

L'exposition au rayonnement cosmique augmente avec l'altitude (Figure 5.1). Les personnes les plus exposées sont donc les personnels navigants, en particulier ceux affectés à des vols longs courriers volant à des altitudes très élevées (jusqu'à 11 000 mètres). Chaque vol fait l'objet d'une évaluation dosimétrique préalable, réalisée par calcul en tenant compte de la route qui sera suivie. Par exemple, un vol transatlantique d'Europe vers l'Amérique du Nord induit une dose efficace de l'ordre de 40 µSv (données Sievert : http ://www.sievert-system.org/). Les astronautes sont également soumis à de forts niveaux d'exposition cosmique.

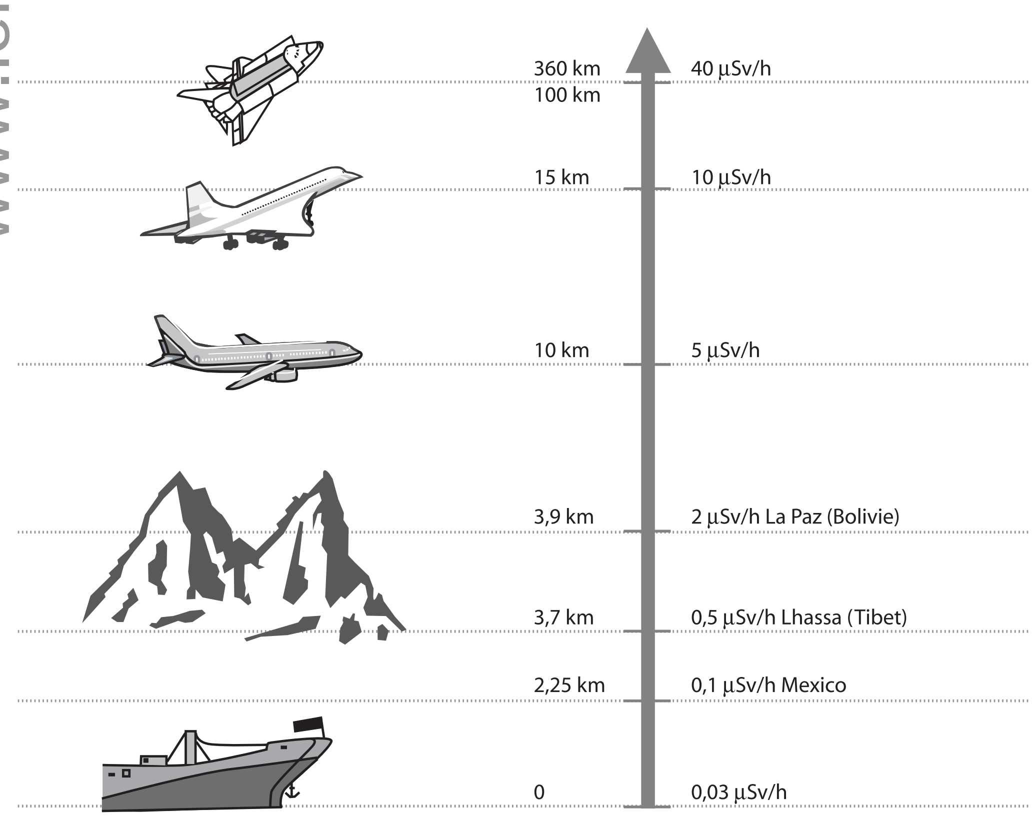



**Figure 5.1. Variation de l'exposition aux rayonnements cosmiques en fonction de l'altitude (données UNSCEAR et IRSN) (dessin Marion Solvit).**

L'IRSN a également déterminé, par calcul, la variation géographique de l'exposition cosmique en France. Les valeurs obtenues sont bien évidemment liées à l'altitude : de 260 µSv par an au niveau de la mer à plus de 700 µSv par an à Briançon (Hautes-Alpes), comme le montre la figure 5.2.

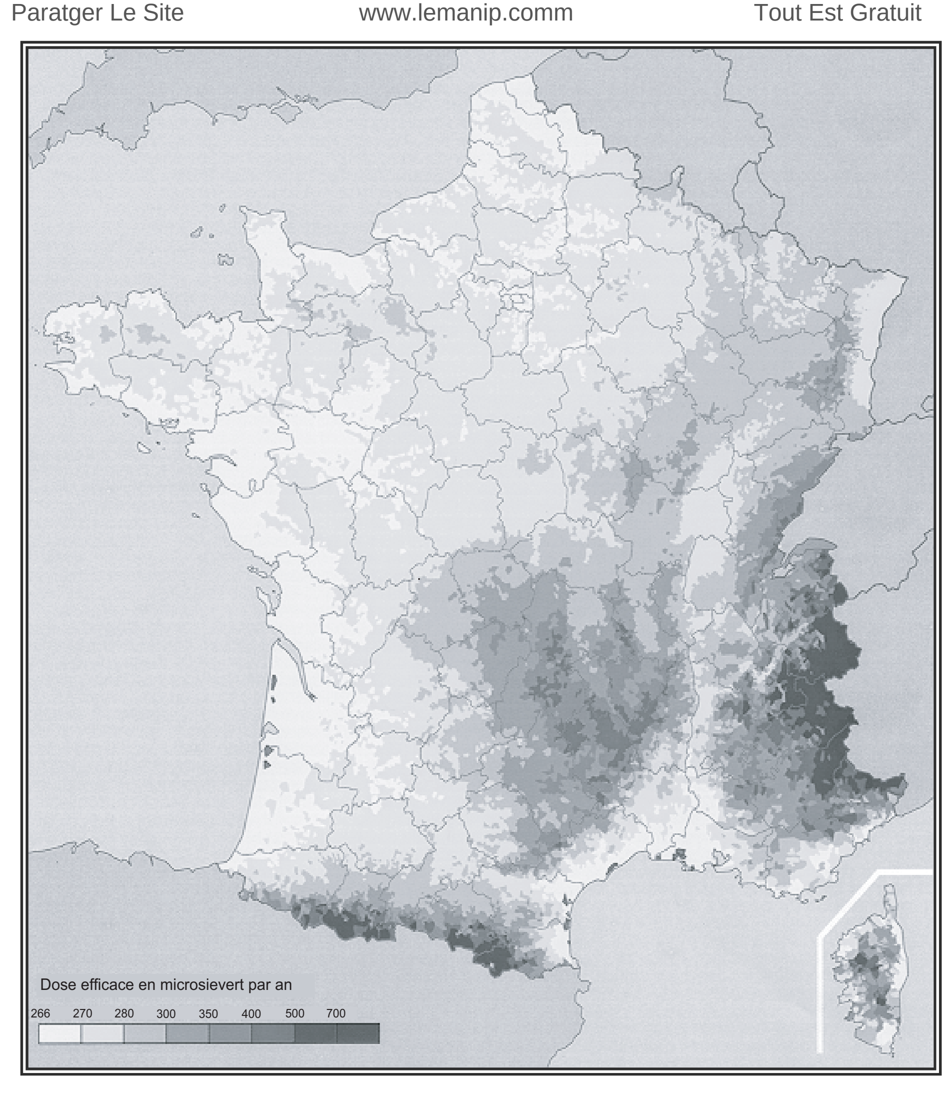



**Figure 5.2. Variation de la dose efficace due à l'exposition cosmique en France (données IRSN).**

## 5.1.2. Rayonnement tellurique

Il est issu d'une part des désintégrations des familles naturelles de l'uranium-238, de l'uranium-235 et du thorium-232 présents dans les roches terrestres, et d'autre part du potassium-40.

Le composant principal, pris en considération en termes de santé publique, est le radon-222, gaz radioactif descendant de l'uranium-238 et dont les descendants, émetteurs alpha qui vont se déposer dans les poumons, sont cancérigènes.

L'exposition aux rayonnements telluriques peut être considérée comme une exposition professionnelle pour certaines catégories de travailleurs, comme les mineurs et le personnel des stations thermales.

La figure 5.3 donne la répartition moyenne des origines de l'exposition aux rayonnements ionisants en France. L'exposition moyenne totale, incluant les sources d'origine naturelle et les sources d'origine humaine est d'environ 4 mSv. La composante naturelle varie bien sûr en fonction de l'altitude et de la nature du sous-sol, elle vaut en France en moyenne 2,4 mSv.

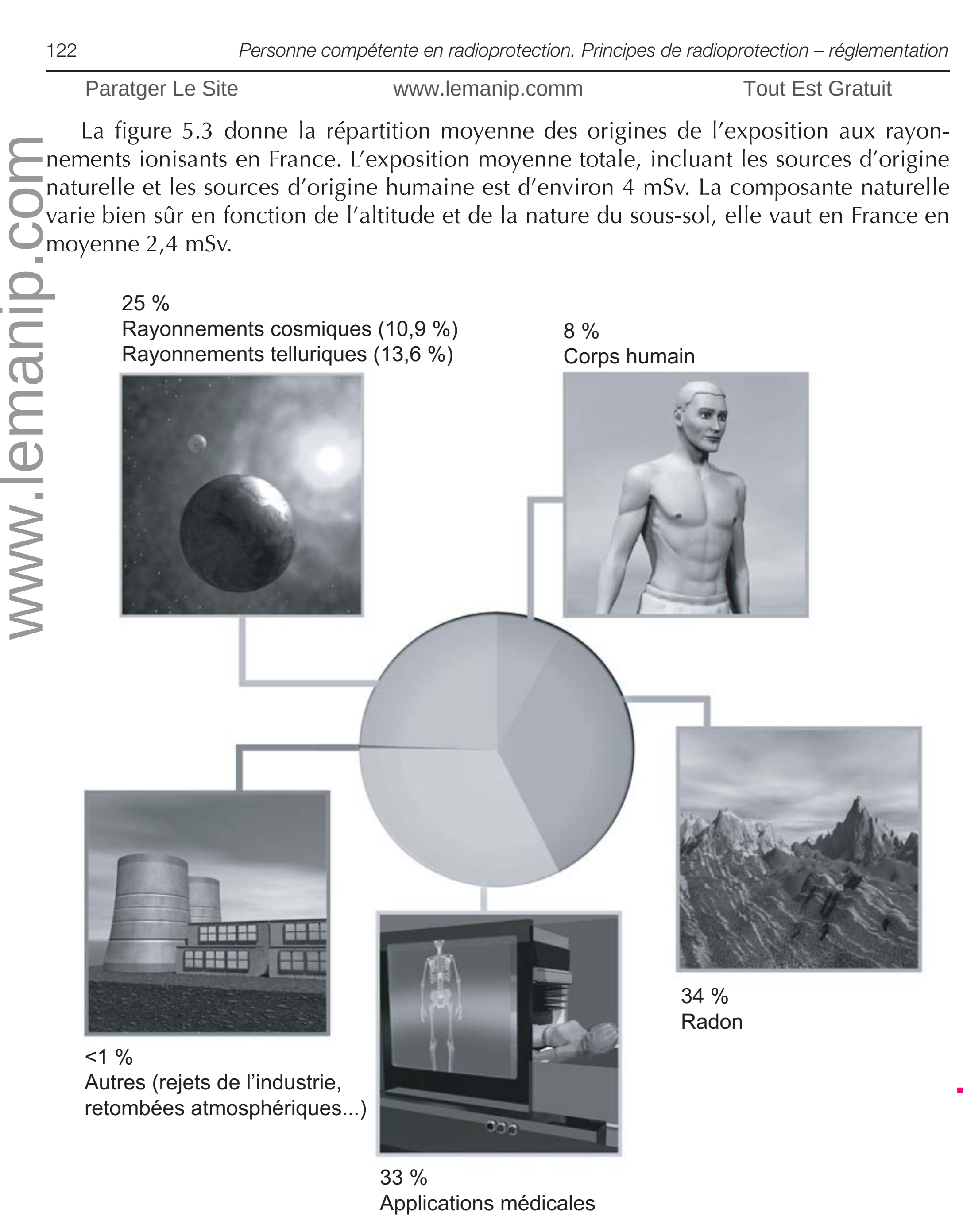



**Figure 5.3. Répartition moyenne des origines de l'exposition aux rayonnements ionisants en France. La dose efficace moyenne en France est d'environ 4 mSv/an, dont environ 2,4 mSv/an provenant de la radioactivité naturelle, et en particulier 1,4 mSv/an dû au radon.**

Il est également possible de mesurer l'activité moyenne de différents échantillons, due à la radioactivité naturelle, d'origine cosmique ou tellurique. Ces valeurs sont données dans le tableau 5.1.

**Tableau 5.1. Activités moyennes de différents échantillons, liées à la radioactivité naturelle (extraits de *La radioactivité naturelle en 10 épisodes*, Édition SFRP, mars 1998).**

| Échantillon | Activité moyenne | Radio-isotopes prépondérants |
|---|---|---|
| Eau de pluie | 0,3 à 1 Bq/L | $^{238}$U et $^{226}$Ra |
| Eau de mer | 14 Bq/L | 90 % dus au $^{40}$K |
| Eau minérale | 2 à 4 Bq/L | $^{238}$U, $^{226}$Ra et $^{222}$Rn dissous |
| Lait | 80 Bq/L | 90 % dus au $^{40}$K |
| Pomme de terre | 150 Bq/kg | 90 % dus au $^{40}$K |
| Sol sédimentaire | 1 000 Bq/kg | $^{238}$U, $^{232}$Th, $^{40}$K |
| Sol granitique | 3 000 Bq/kg | $^{238}$U, $^{232}$Th, $^{40}$K |
| Être humain (70 kg) | 8 600 Bq | 50 % dus au $^{40}$K |

## Pour en savoir plus

### Le radon dans l'environnement et dans les habitations

Le radon-222 est un descendant de la famille naturelle de l'uranium-238. Cette filiation est schématisée sur la figure 5.4.

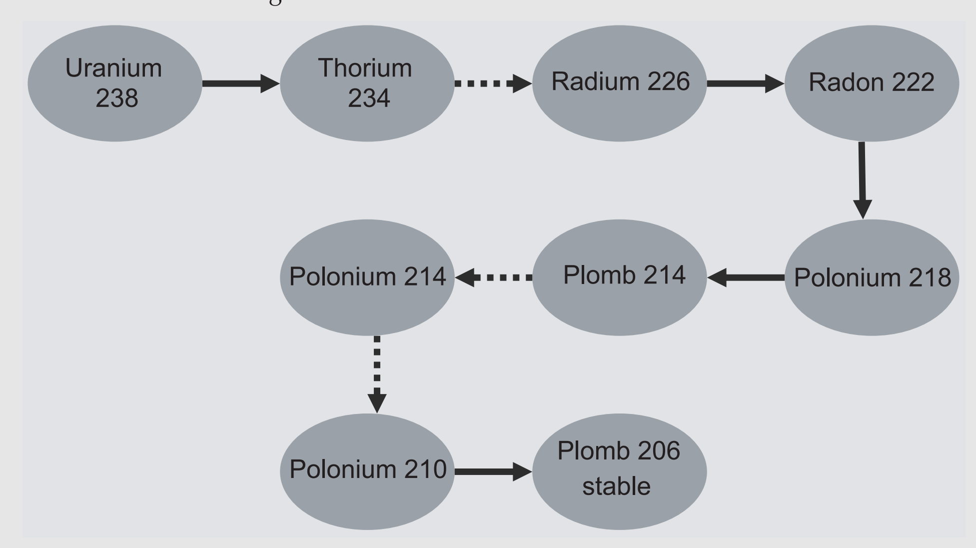



**Figure 5.4. Schéma de la filiation de l'uranium-238.**

Le radon-222 est donc un gaz d'origine naturelle, dont certains des descendants sont des solides, émetteurs de particules alpha. Si ce gaz est inhalé, les poumons sont exposés à ces particules alpha, peu pénétrantes mais qui vont irradier les cellules les plus sensibles des bronches. Des études réalisées sur des mineurs d'uranium ont prouvé que l'exposition au radon accroît très significativement le risque de cancer du poumon.

Il est donc apparu nécessaire de fixer une concentration maximale en radon, seuil au-delà duquel il sera impératif, pour certains bâtiments, de mettre en œuvre des moyens visant à diminuer cette concentration. En France, ce seuil est fixé à 400 Bq.m$^{-3}$.

Tous les établissements susceptibles de recevoir du public et situés dans des zones où la concentration en radon est susceptible d'être élevée doivent faire l'objet de mesures périodiques (tous les 10 ans) dans des conditions définies réglementairement (articles R 1333-15 et R 1333-16 du Code de la santé publique et arrêté du 22 juillet 2004).

La concentration en radon dans l'environnement, et donc dans les habitations, varie d'un lieu à l'autre en fonction de la nature du sous-sol. Les sols granitiques étant plus riches en uranium que les sols sédimentaires, on trouvera les concentrations les plus élevées en radon dans le Massif central, en Bretagne et en Corse, alors qu'elles seront très faibles dans le Bassin parisien et dans le Nord de la France. On observe également, dans un même lieu, des variations saisonnières et journalières de la concentration en radon.

Dans les habitations, le radon s'accumule dans les pièces fermées : cave, vide-sanitaire et pièces mal aérées. La figure 5.5 indique les modes d'infiltration du radon. Il est généralement assez simple et peu coûteux de réduire la concentration en radon dans son habitation en ventilant les pièces, et en rendant les sous-sols plus étanches (colmatage des fissures et des passages de canalisations).

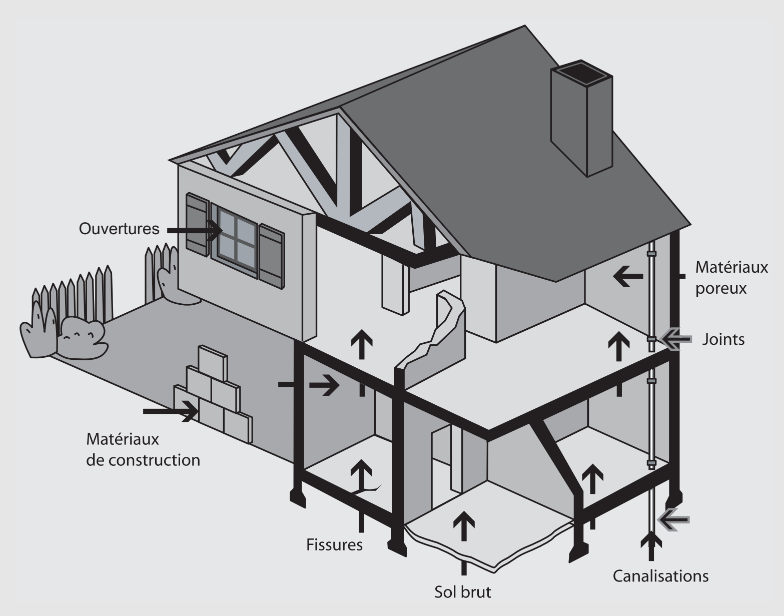



**Figure 5.5. Voies d'infiltration du radon dans une maison (dessin Marion Solvit).**

## 5.2. Applications médicales des rayonnements ionisants

Les sources de rayonnements ionisants sont utilisées dans le domaine médical pour deux types d'application : le diagnostic et la thérapie.

### 5.2.1. Diagnostic

Dans ce cas, le praticien recherche une information anatomique ou métabolique d'un tissu ou d'un organe et les rayonnements ionisants vont lui permettre d'obtenir une image de ce tissu ou de cet organe. Deux méthodes d'imagerie mettant en œuvre des rayonnements ionisants coexistent, chacune ayant des indications particulières : la radiologie et la scintigraphie.

#### 5.2.1.1. Radiologie médicale et dentaire

Les examens de radiologie médicale et dentaire sont effectués au moyen de générateurs électriques de rayons X, décrits dans le chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique ». Ces appareils ne contiennent aucune matière radioactive : les rayons X sont obtenus grâce à un « tube à rayons X » , qui, dans le domaine médical, fonctionne pour des hautes tensions comprises entre 50 kV et 140 kV. La radiologie est une technique basée sur la différence d'absorption des rayons X du fait des inhomogénéités de la structure à étudier. L'image est visualisée sur un film radiologique ou, de plus en plus souvent aujourd'hui, grâce à un capteur numérique. Le temps d'émission des rayons X est très court, inférieur à 0,1 seconde, afin de s'affranchir au maximum du mouvement du patient ou des organes, mais le débit de dose dans le faisceau est très élevé, de l'ordre de 100 mGy/s au niveau du patient. Ces paramètres seront bien sûr à prendre en compte pour optimiser la radioprotection du personnel.

Une installation de radiologie est représentée sur la figure 5.6.





**Figure 5.6. Installation de radiologie (photo Siemens Medical Solutions) et image radiologique.**



Les appareils de scanographie à rayons X (couramment appelés « scanners ») et les appareils de mammographie fonctionnent sur le même principe physique.

Dans le cas du scanographe, le tube à rayons X est mis en rotation autour du patient afin d'obtenir des coupes de celui-ci puis des images reconstruites en deux dimensions (Figure 5.7). La haute tension appliquée au tube est de l'ordre de 130 kV.

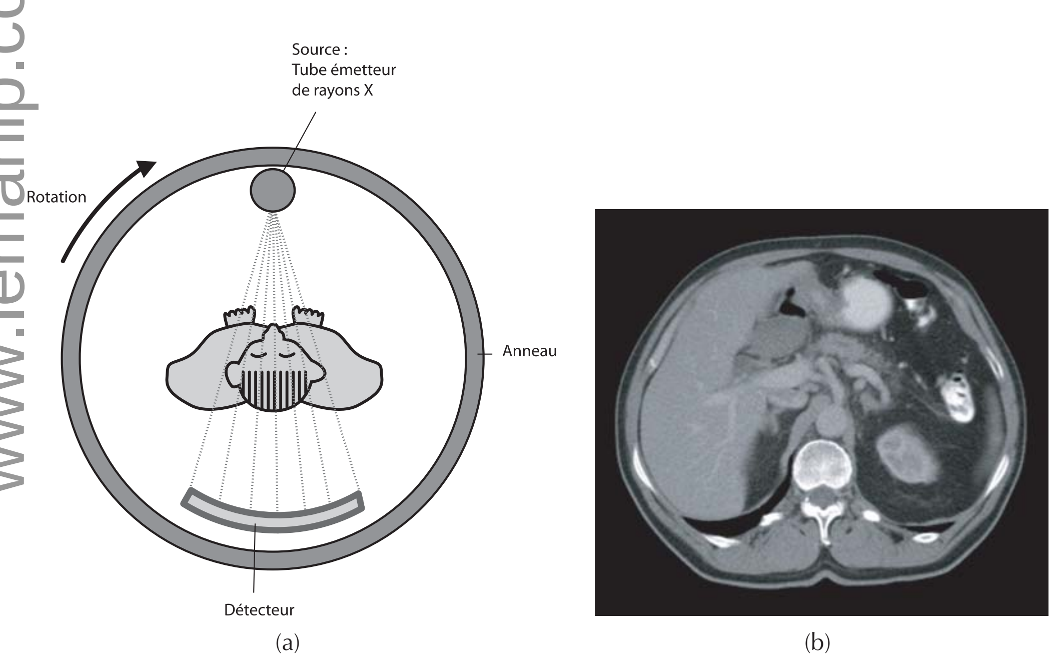
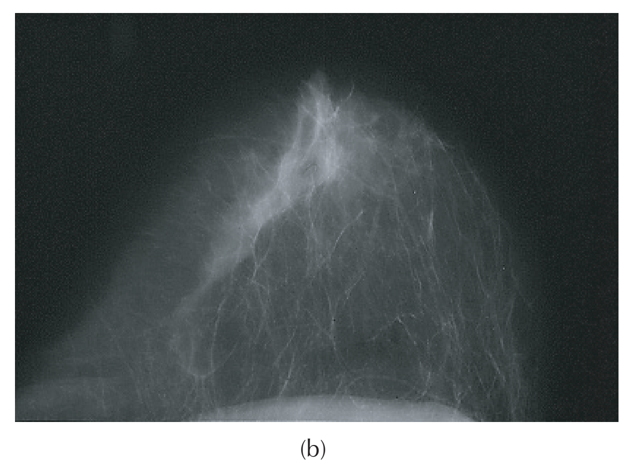



**Figure 5.7. Principe de la scanographie (dessin Marion Solvit) (a) et coupe obtenue pour un examen abdominal (b).**

En mammographie, les structures à étudier sont peu denses et peu épaisses : les rayons X doivent être beaucoup moins pénétrants. Les hautes tensions sont donc plus faibles (de l'ordre de 28 kV) et l'anode, qui est généralement en tungstène pour les tubes de radiologie, est dans ce cas particulier le plus souvent en molybdène. La figure 5.8 représente une installation et un cliché de mammographie.

Deux types d'appareils sont utilisés en radiologie dentaire : des générateurs de type rétroalvéolaire, destinés à effectuer des clichés localisés des dents, et des générateurs de type panoramique, employés pour obtenir sur une même image l'intégralité des deux mâchoires. Dans le premier cas, il s'agit d'un simple tube à rayons X (haute tension de l'ordre de 70 kV, faible temps d'émission) monté sur un bras articulé à proximité du fauteuil de soin. Dans le deuxième cas, le tube est mis en rotation autour de la tête du patient, et l'image complète est obtenue en une dizaine de secondes.

La radiologie interventionnelle se généralise : elle permet de guider par l'image des actes chirurgicaux délicats. Les appareils fonctionnent sur le même principe que ceux de diagnostic, mais dans ce cas l'opérateur pourra visualiser le champ examiné sur un écran, en temps réel et en « continu ». La radioprotection des personnels (chirurgiens, cardiologues, anesthésistes et personnel infirmier) est dans ce cas beaucoup plus difficile à optimiser car ceux-ci doivent nécessairement se trouver à proximité du faisceau direct de rayons X. Leur formation est donc indispensable afin que, même dans la situation



(a) (b)

**Figure 5.8. Installation de mammographie (photo Siemens Medical Solutions) (a) et cliché (b).**

d'urgence médicale dans laquelle ils se trouvent le plus souvent, la radioprotection soit intégrée à leur pratique quotidienne.

Les doses reçues par les opérateurs en radiologie dépendent des conditions d'utilisation de l'installation. Une étude menée en milieu vétérinaire a mis en évidence que, lors de la pose de cathéters sur des animaux, l'exposition au niveau des mains (proches du faisceau direct) peut atteindre des débits de dose de l'ordre de 50 à 100 $mSv.h^{-1}$. Ces résultats sont transposables au domaine médical, en particulier pour les praticiens effectuant de la radiographie interventionnelle. Il est à noter que sur les 51 dépassements de limites d'exposition pour l'organisme entier en 2004, environ 70 % proviennent du milieu médical et en particulier de cette population. Malheureusement, peu de praticiens portent régulièrement un dosimètre au niveau des mains.

Le nombre d'installations de radiologie médicale en France était en 2005 de 50 027 (données DGSNR 2005). La répartition de ces différentes installations est donnée dans le tableau 5.2.



**Tableau 5.2. Répartition des différentes installations de radiologie en France (données DGSNR 2005).**

| Type d'installation | Nombre | Pourcentage du nombre total d'installations |
|---|---|---|
| Radiodiagnostic et radiologie interventionnelle | 13 463 | 27 % |
| Mammographie | 2 510 | 5 % |
| Scanographie | 754 | 1,5 % |
| Radiologie dentaire | 33 300 | 66,5 % |
| **Total** | **50 027** | |

### 5.2.1.2. Scintigraphie

Le principe de la scintigraphie est totalement différent de celui de la radiologie vu ci-dessus. Il s'agit d'une exploration dite « fonctionnelle » : elle s'intéresse au fonctionnement des organes et non à leur morphologie. Dans ce cas, un médicament marqué à l'aide d'atomes radioactifs (on parle de « radiopharmaceutique ») est administré au patient, par voie veineuse essentiellement. Les sources radioactives utilisées sont non scellées : liquides et injectables ou gazeuses.

Les isotopes utilisés sont principalement émetteurs de photons : ceux-ci vont pouvoir sortir du corps du patient, interagir avec le détecteur de la caméra à scintillations et constituer une image (Figures 5.9 et 5.10). Ce sont principalement le technétium-99 métastable (90 % des utilisations), le thallium-201, l'indium-111 ou l'iode-123. Ces isotopes ont tous une période radioactive courte (quelques heures à quelques jours) afin de limiter l'exposition du patient et de son entourage. L'activité injectée dépend du type d'examen, de l'âge et du poids du patient.



**Figure 5.9. Caméra à scintillations double tête (photo CEA/Gonin).**

Les tomographes à émission de positons, souvent nommés TEP (Figures 5.11 et 5.12) sont de plus en plus présents dans les services (48 services équipés en France en 2005). Ils nécessitent l'injection de radiopharmaceutiques marqués par un atome émetteur bêta +. Le plus couramment utilisé aujourd'hui est le fluor-18. Dans ce cas, ce sont les 2 photons d'annihilation, émis à 180°, qui sont détectés par l'anneau de détecteurs (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »). Afin de superposer image morphologique et image fonctionnelle, le TEP est souvent couplé à un scanner à rayons X.

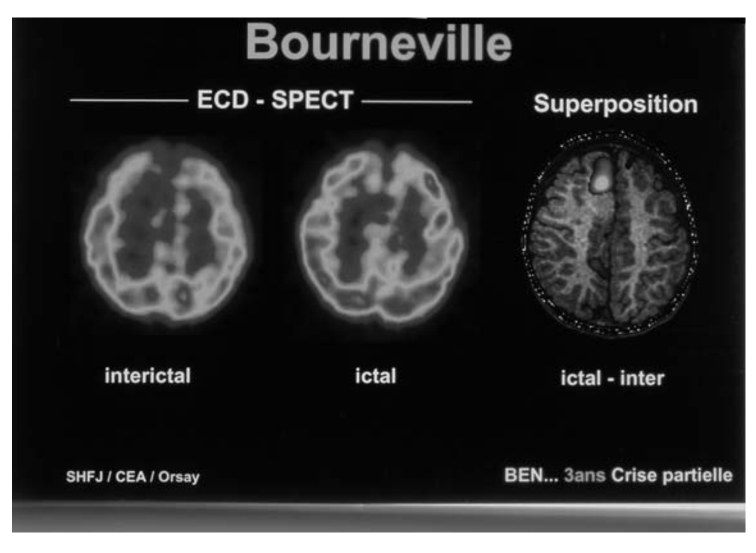



**Figure 5.10. Exemple d'image cérébrale obtenue avec une caméra à scintillations (photo CEA/SHFJ).**



**Figure 5.11. Tomographe à émission de positons (photo CEA/C. Boulze).**

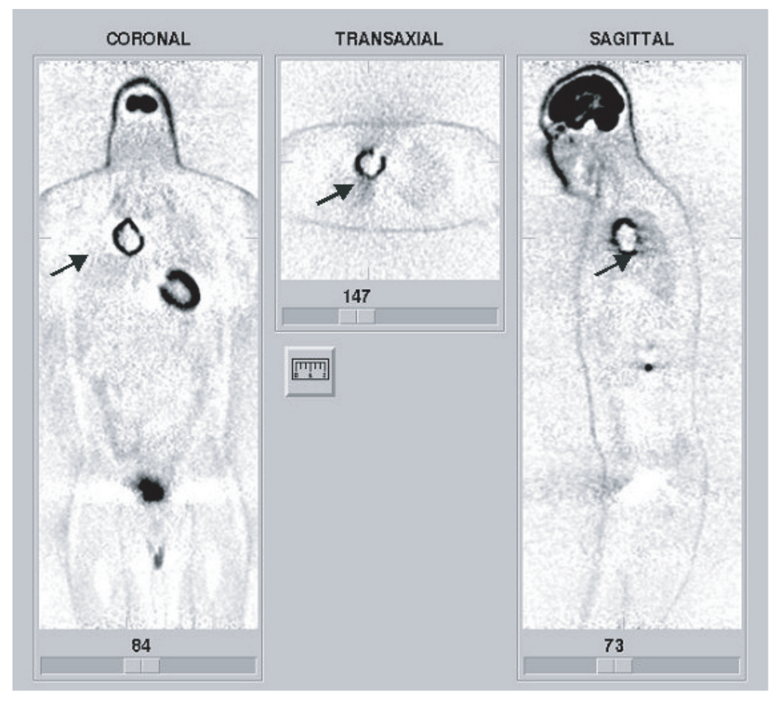



**Figure 5.12. Exemple d'images acquises par un tomographe à émission de positons (photo CEA/SHFJ).**

Dans les services de médecine nucléaire, où sont réalisés ces examens, d'autres activités nécessitent également des sources radioactives non scellées :

- la thérapie métabolique : de fortes activités sont administrées aux patients dans un but curatif et non diagnostic. Dans ce cas, l'isotope le plus utilisé est l'iode-131 (activité administrée de l'ordre de 4 GBq) ;
- le diagnostic *in vitro* : le marquage de substances par l'iode-125 permet les dosages radio-immunologiques.

Le nombre de services de médecine nucléaire en France est en 2005 de 288 (données DGSNR 2005).

## 5.2.2. Thérapie

En thérapie, le praticien utilise les rayonnements ionisants pour détruire des cellules malades, principalement les cellules cancéreuses. Deux techniques existent aujourd'hui : la radiothérapie externe et la curiethérapie.

### 5.2.2.1. Radiothérapie externe

La tumeur est irradiée par des faisceaux externes de rayons X ou d'électrons de haute énergie issus d'un accélérateur linéaire d'électrons. Le choix de type de faisceaux et de leur balistique doit permettre de délivrer une très forte dose aux tissus malades tout en épargnant au maximum les tissus sains avoisinants.

Un accélérateur linéaire d'électrons peut produire des électrons de plusieurs MeV et, par rayonnement de freinage dans une cible métallique, des photons X de haute énergie (voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique »). Ils remplacent aujourd'hui de plus en plus les appareils de télécobalthérapie, contenant une source scellée de cobalt-60 de plusieurs centaines de TBq, qui vont prochainement disparaître en France (Figure 5.13).



**Figure 5.13. Accélérateur linéaire d'électrons (photo Siemens Medical Solutions).**

En 2005, on compte en France 393 installations de radiothérapie externe, dont 359 accélérateurs linéaires (données DGSNR 2005).

#### *5.2.2.2. Curiethérapie*

Dans ce cas, des sources radioactives scellées, sous forme de fils ou de grains, sont insérées dans le patient au contact des tissus à traiter. Elles peuvent être placées directement dans l'organe, par exemple dans la prostate, ou dans une cavité naturelle, l'utérus ou les bronches. Les isotopes les plus couramment employés sont l'iridium-192, le césium-137 et l'iode-125.

### *5.2.3. Autres installations*

En marge du domaine médical, des rayonnements ionisants sont également utilisés dans le domaine vétérinaire (installations de radiologie et quelques services de médecine nucléaire) et pour irradier des produits sanguins. Cette dernière technique a pour but d'éliminer le risque de maladie post-transfusionnelle. Les irradiateurs sont compacts, autoprotégés, et contiennent une chambre d'irradiation et des sources scellées (principalement du

césium-137) d'activité comprise entre 60 TBq et 180 TBq. Vingt neuf installations de ce type sont répertoriées en France (données DGSNR 2005).

## 5.3. Applications industrielles des rayonnements ionisants

Les principales applications des rayonnements ionisants dans l'industrie, qu'il conviendra de distinguer dans ce chapitre, sont la radiologie, la métrologie (à fin de mesure ou d'étalonnage) et l'irradiation, mettant en œuvre des sources radioactives scellées, des générateurs de rayons X et des accélérateurs de particules. Les sources radioactives non scellées trouvent également leur utilité comme traceurs dans l'industrie, la recherche ou l'environnement.

### *5.3.1. Radiographie industrielle*

Comme dans le domaine médical, les rayonnements ionisants sont utilisés dans l'industrie pour obtenir des images de pièces métalliques, de soudures ou de structures en béton, à des fins de contrôle, sans destruction. La radiographie est une des techniques de « contrôle non destructif » employées dans l'industrie. Elle peut être réalisée à l'aide de générateurs de rayons X ou de gammagraphes.

#### *5.3.1.1. Générateurs de rayons X*

Ils fonctionnent sur le même principe physique que ceux du domaine médical (voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique »). Ils peuvent différer par la forme du tube ainsi que par la valeur de la haute tension appliquée à celui-ci. Dans le domaine industriel, certains générateurs fonctionnent sous des hautes tensions de l'ordre de 400 kV. Ils peuvent être fixes ou mobiles.

#### *5.3.1.2. Appareils de gammagraphie*

Ces appareils sont les concurrents directs des générateurs X dans le domaine du contrôle non destructif, ils peuvent également être fixes ou mobiles. Ils renferment une source radioactive scellée, c'est-à-dire une source enfermée dans une enveloppe conçue pour empêcher toute dispersion de matière. Cette source est éjectée de son conteneur dans une gaine pour réaliser la gammagraphie (Figure 5.14).

Les sources les plus courantes sont l'iridium-192 (3 à 4,5 TBq) ou, si les épaisseurs à traverser sont plus importantes comme dans le cas d'ouvrages en béton (ponts, bâtiments), le cobalt-60 (de 1 à 2 TBq).

### *5.3.2. Appareils de métrologie et d'analyse*

De très nombreux appareils contiennent une source de rayonnements ionisants (source radioactive ou générateur de rayons X) dans un but métrologique ou d'analyse.









**Figure 5.14. Appareil de gammagraphie (photo Cegelec).**

### *5.3.2.1. Générateurs de cristallographie*

La diffractométrie repose sur la proximité de la longueur d'onde des rayons X (produits par un générateur électrique de rayons X fonctionnant avec des faibles valeurs de haute tension) et des distances interatomiques. Un faisceau X « direct » irradie l'échantillon. On analyse alors les angles de diffusion et l'intensité du rayonnement diffusé (Figure 5.15). Ces générateurs sont utilisés à des fins d'analyses dans le domaine de la métallurgie, de la géologie, etc. pour déterminer la structure des cristaux ou des molécules dans un échantillon.

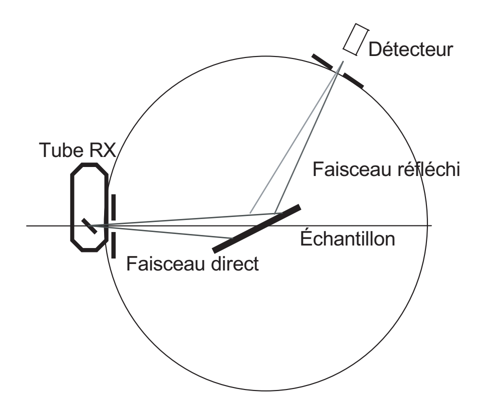



**Figure 5.15. Principe de fonctionnement d'un diffractomètre.**

### *5.3.2.2. Analyseurs d'alliages par fluorescence X*

Les analyseurs par fluorescence X sont très utilisés pour déterminer rapidement la composition d'alliages ou de peinture (voir « Pour en savoir plus » ci-après). Étant donné la grande sensibilité et la grande précision des appareils, ils sont aussi utilisés en laboratoire pour le dosage d'échantillons, en particulier la recherche des impuretés. Les radionucléides les plus utilisés sont le fer-55, le cadmium-109 et le cobalt-57.

Cette technique analytique est fondée sur l'excitation des atomes de l'échantillon analysé et la détection de leurs raies X caractéristiques. Cette fluorescence X résulte de l'effet photoélectrique sur les atomes cibles, il est donc nécessaire que les sources utilisées émettent des X ou γ de faible énergie (fer-55 : 6 keV, cadmium-109 : 22 keV, cobalt-57 : 15 keV). Les énergies des raies X détectées indiquent donc les éléments présents dans l'échantillon analysé, tandis que les hauteurs des pics donnent les quantités présentes (Figure 5.16).

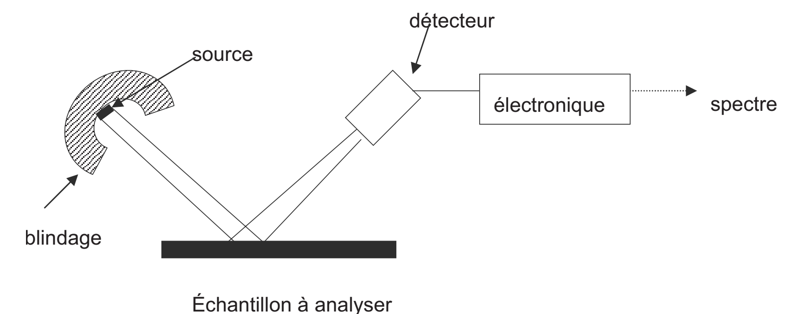



**Figure 5.16. Principe de fonctionnement d'un analyseur par fluorescence X.**

Cette technique, qui permet des mesures qualitatives et quantitatives, est utilisée notamment dans l'industrie chimique, métallurgique pour des mesures d'étamage, de galvanisation, pour des analyses d'alliages, ou encore le tri de matériau chez les ferrailleurs.

## Pour en savoir plus

### Les détecteurs de plomb dans les peintures

Afin de prévenir le saturnisme, maladie due à une intoxication par le plomb, la législation impose désormais (arrêté du 12 juillet 1999) le diagnostic de la présence de ce métal dans les peintures. Ces mesures doivent être réalisées dans les bâtiments lors du signalement d'un cas d'intoxication ou lors de la vente d'un logement ancien (antérieur à 1948) situé dans une zone à risque. Elles doivent être réalisées à l'aide d'un appareil portable à fluorescence X, tel que ceux présentés sur la figure 5.17.

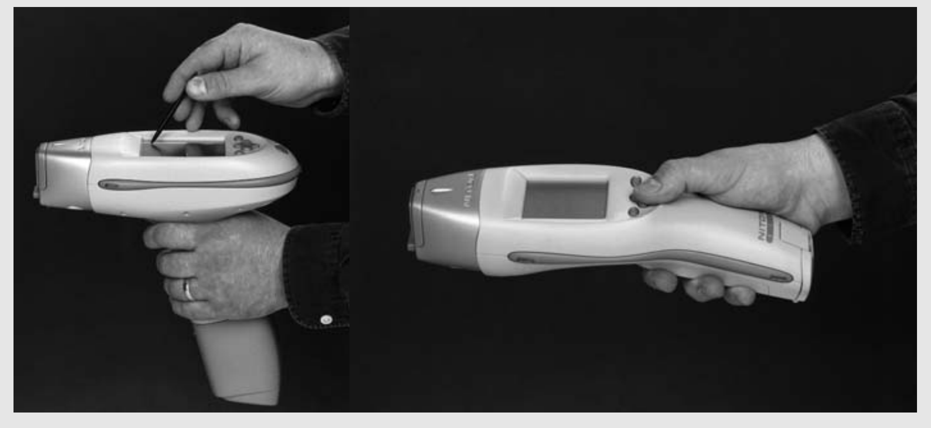


**Figure 5.17. Exemples de détecteurs de plomb dans les peintures (photos Fondis Electronic).**

Ces détecteurs fonctionnent sur le principe des analyseurs à fluorescence X vus ci-dessus. Les sources contenues sont du cadmium-109 ou du cobalt-57, d'activité de l'ordre de 400 MBq. Ils permettent de mesurer des faibles teneurs en plomb, inférieure à la limite réglementaire fixée à 1 mg/cm$^2$.

Récemment ont été mis sur le marché des analyseurs fonctionnant grâce à un tube à rayons X, remplaçant les sources radioactives. À ce jour, leurs performances techniques ne semblent pas comparables à celles des appareils équipés d'une source et les autorités ont demandé une expertise avant de permettre leur utilisation.

Ces mesures peuvent être réalisées par des professionnels très divers : sociétés de contrôle, architectes, notaires, agents immobiliers.

### 5.3.2.3. Détecteurs à capture électronique

Les détecteurs à capture électronique sont abondamment employés en chromatographie en phase gazeuse pour déterminer les niveaux d'impuretés dans des solutions. L'activité maximale des sources utilisées, émettrices de rayonnements β est de l'ordre de 500 MBq pour le nickel-63 et de 7,4 TBq pour le tritium.

Le gaz provenant du chromatographe passe dans une chambre d'ionisation qui contient une source de nickel-63 (ou de tritium), émetteur de rayonnements bêta qui ionisent le milieu. Lorsqu'un composant contenant des impuretés passe dans la chambre, il se combine avec les électrons libres présents et le courant d'ionisation chute. La concentration du produit analysé sera proportionnelle à la diminution du courant d'ionisation (Figure 5.18).

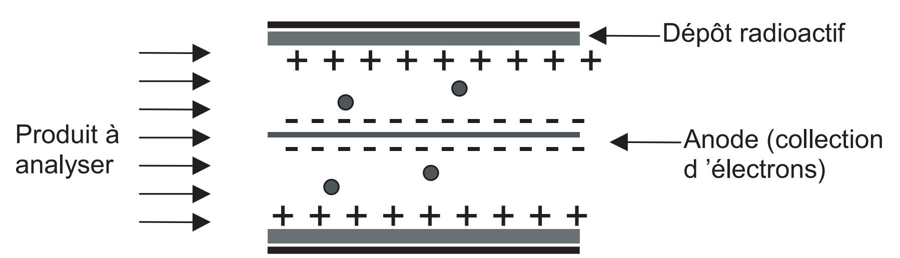



**Figure 5.18. Principe de fonctionnement d'un détecteur à capture électronique.**

### 5.3.2.4. Jauges d'épaisseur

Les mesures d'épaisseur peuvent être réalisées à l'aide de jauges contenant des sources radioactives scellées. Suivant les applications, deux techniques différentes sont employées :

- la transmission β ou γ ;
- la rétrodiffusion β ou γ.

Dans le premier cas, la source et le détecteur sont situés de part et d'autre de la pièce à contrôler (Figure 5.19). Le détecteur mesure le rayonnement transmis derrière l'échantillon : son intensité est proportionnelle à l'épaisseur et au numéro atomique du matériau.

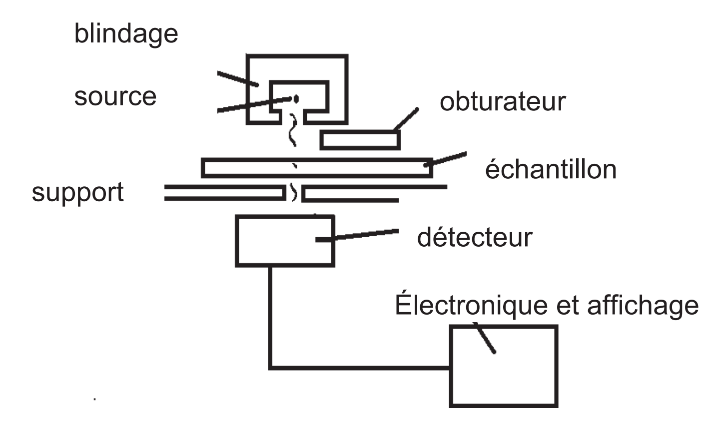



**Figure 5.19. Principe de fonctionnement d'une jauge d'épaisseur (mesure par transmission).**

Dans le cas des jauges à rétrodiffusion, source et détecteur sont situés du même côté de l'échantillon à analyser (Figure 5.20). Le faisceau, très collimaté, irradie l'échantillon. L'intensité du rayonnement rétrodiffusé mesuré est également proportionnelle à l'épaisseur et au numéro atomique du matériau.

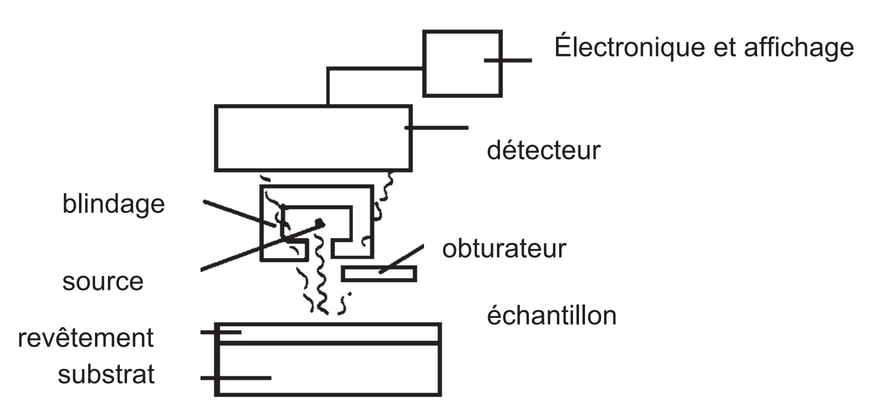



**Figure 5.20. Principe de fonctionnement d'une jauge d'épaisseur (mesure par rétrodiffusion).**

La mesure par transmission est la plus couramment utilisée, alors que la technique par rétrodiffusion est réservée aux cas où il y a une difficulté d'accès des deux côtés de l'échantillon (mesure de l'épaisseur de revêtement de bitume par exemple) ou lorsqu'il s'agit de mesures d'épaisseurs de dépôts (joaillerie, électronique).

Les radionucléides les plus fréquemment utilisés sont :

– transmission β ou rétrodiffusion β : strontium-90+yttrium-90, krypton-85, prométhéum-147 et thallium-204 (mesures sur feuilles minces, revêtement de substrat, dépôt d'or sur connectique, électronique, joaillerie) ;

– transmission ou rétrodiffusion γ : américium-241 et césium-137 (feuille de métal, paroi de tuyauterie, de réservoir, verre, d'épaisseur supérieure à 1 g.cm$^{-2}$).

### 5.3.2.5. Jauges de niveau de remplissage

Une source radioactive scellée, émettrice gamma, et un détecteur sont disposés de part et d'autre du récipient dont on veut contrôler le niveau (Figure 5.21).

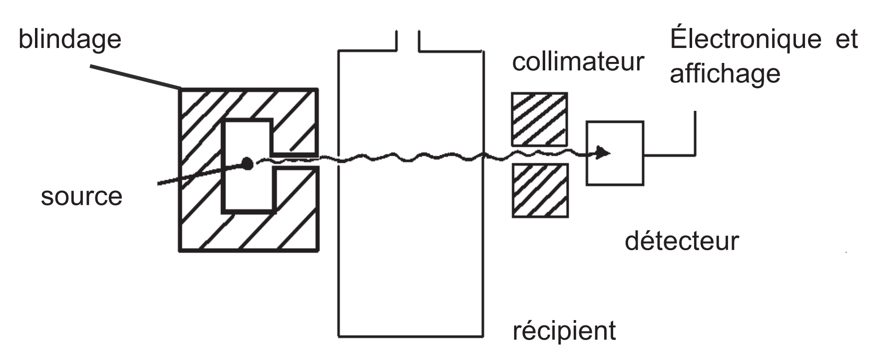



**Figure 5.21. Principe de fonctionnement d'une jauge de niveau.**

L'intensité du rayonnement reçu par le détecteur diminue lorsque le niveau de remplissage atteint la ligne horizontale matérialisant le trajet du faisceau. Cette variation d'intensité permet de déclencher les actions souhaitées, par exemple une alarme, l'arrêt du remplissage ou le déclenchement d'un processus de fabrication. Les mesures de niveaux faisant intervenir des sources radioactives sont utilisées dans la mise en œuvre de processus très variés lorsque :

– une grande précision dans la mesure du niveau est recherchée : embouteillage de boissons, de parfums ;

– les récipients sont opaques : industrie chimique, remplissage de réservoirs de gaz, remplissage de boîtes métalliques avec des boissons.

Les radionucléides les plus couramment utilisés pour ces applications sont le cobalt-60 et le césium-137 pour les matières denses et les fortes épaisseurs et l'américium-241 pour les embouteillages et les mises en boîte de liquide.

### 5.3.2.6. Mesures d'humidité et de densité des sols

Des sources émettrices de neutrons sont utilisées pour déterminer la nature des sous-sols dans les activités de prospection (recherche d'eau ou d'hydrocarbures). Les neutrons sont

ralentis par les collisions avec les atomes légers présents dans le milieu, en particulier l'hydrogène. Plus le milieu est riche en hydrogène, plus ils sont rétrodiffusés et facilement détectables par un compteur de neutrons placé à proximité.

Actuellement 500 appareils en France utilisent cette technique (données DGSNR 2005). On utilise le plus souvent des sources d'américium-241 + béryllium-9, émettrices de neutrons, de quelques GBq.

Des sources de césium-137 sont utilisées en génie civil pour déterminer la densité des sols ou le niveau de compactage sur des chantiers autoroutiers et ferroviaires. La détection des rayonnements gamma émis par le césium-137 permet de déterminer la densité du sol ou des roches en calculant l'atténuation du rayonnement par le milieu absorbant. L'activité des sources utilisées varie de 1 GBq à quelques GBq.

## 5.3.3. Irradiateurs industriels

Les techniques industrielles d'irradiation consistent à exposer des échantillons à des rayonnements (photons ou électrons principalement) dans l'objectif de préserver ou d'améliorer certaines de leurs propriétés. À titre d'exemple, dans l'industrie chimique, cette technique est utilisée pour la réticulation et le durcissement des matières plastiques. Dans le secteur biomédical, elle est appliquée pour la stérilisation des produits médicaux et chirurgicaux. Enfin, des denrées alimentaires peuvent ainsi être stérilisées en vue d'augmenter leur durée de conservation.

Les appareils employés sont des accélérateurs linéaires de particules (voir chapitre 3 « Rayonnements d'origine électrique ») ou des irradiateurs contenant des sources radioactives de cobalt-60 ou de césium-137 de très forte activité. La figure 5.22 schématise une installation d'ionisation par un accélérateur d'électrons.

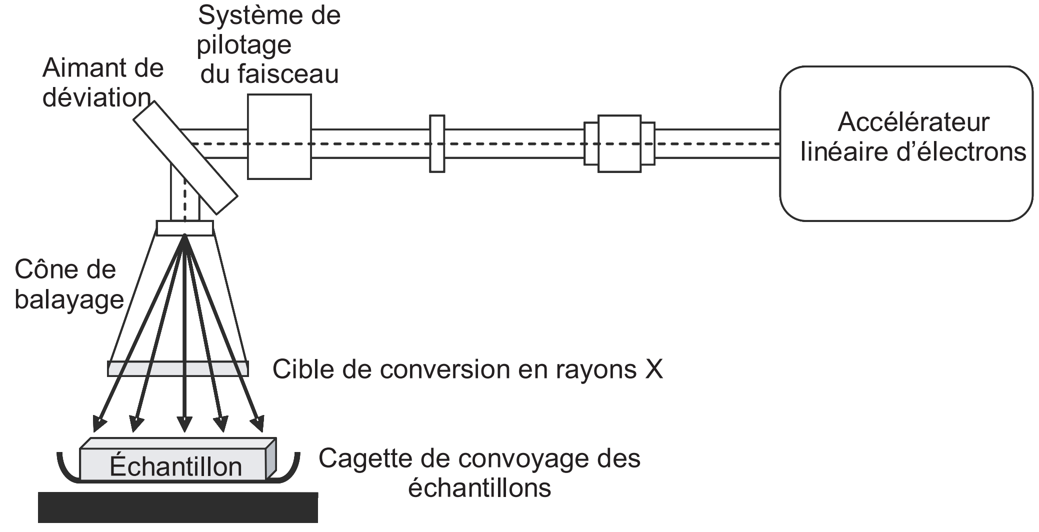



**Figure 5.22. Schéma d'une installation d'ionisation par faisceau d'électrons.**

Les accélérateurs industriels restent assez marginaux, seules quelques installations sont autorisées en France.



### 5.3.4. Utilisations diverses de radionucléides en sources scellées

Certains services de contrôle, tels que les services de radioprotection ou de dosimétrie, emploient fréquemment des sources scellées de taille et de forme variable, de faible activité (quelques kBq à quelques MBq) et qui sont destinées à l'étalonnage de détecteurs de rayonnements ionisants (étalonnage d'appareils de radioprotection par exemple).

Certains détecteurs de fumée sont équipés d'une source d'américium-241 d'environ 37 kBq. Ils sont sans danger dans leurs conditions normales (s'ils ne sont pas démontés). Toutefois, afin de garder ces appareils sous contrôle, la vente en est interdite au grand public et ils ne peuvent équiper que les parties communes des immeubles. Les autorités envisagent une disparition progressive de ces détecteurs à partir de 2007.

Pour clore cette rubrique « divers », il convient de signaler les paratonnerres équipés de sources radioactives, radium-226 ou américium-241, dont la fabrication et la commercialisation sont interdites en France depuis 1987.

### 5.3.5. Utilisations de radionucléides en sources non scellées dans l'industrie et la recherche

L'utilisation des sources non scellées, en dehors du domaine médical, est excessivement variée tant en recherche que dans les applications industrielles ou des sciences de la Terre.

Utilisées comme traceurs, elles permettent de réaliser aussi bien des études d'hydrologie, des contrôles de procédés dans l'industrie chimique, des suivis d'usure de pièces mécaniques ou des recherches de fuites de canalisations. En recherche biologique, ces sources sont là aussi utilisées comme marqueurs pour étudier des processus biologiques.

#### 5.3.5.1. Applications des sources non scellées dans l'industrie

Des traceurs radioactifs, sous forme liquide ou gazeuse, sont employés pour étudier les transferts de masse dans les milieux naturels ou industriels. Dans tous les cas, l'objectif est de faire des mesures spatiales et quantitatives de la radioactivité qui s'est dispersée dans le milieu étudié. Les applications sont très nombreuses et variées. Il convient de citer, à titre d'exemple :

- l'hydrologie souterraine : détermination de la vitesse et de la direction de l'écoulement des eaux ;
- l'hydrologie de surface : contrôle de la dispersion des substances polluantes, recherche de fuites sur les barrages ou les canaux ;
- la sédimentologie dynamique : mesures des déplacements de sédiments, suivi du charriage des fonds marins, optimisation des points de rejets des matériaux dragués ;

– le traçage industriel : recherche de fuites sur des objets scellés, appréciation de l'usure d'appareillage soumis à des frottements intenses, évaluation de la consommation d'huile.

De nombreux isotopes radioactifs sont utilisés, tels que le carbone-14, le chlore-36, l'azote-15, l'oxygène-18, le potassium-40 et tous ceux des chaînes radioactives naturelles. L'isotope le plus utilisé reste néanmoins le tritium : utilisé sous forme d'eau tritiée, il sert pour l'étude des écoulements hydrodynamiques (nappes souterraines, lacs).

#### *5.3.5.2. Applications des sources non scellées dans la recherche biologique et médicale*

Dans ce domaine, les traceurs utilisés sont principalement des émetteurs bêta purs, bien que certains émetteurs X ou gamma puissent également être employés. Les applications sont, par exemple :

– le marquage de l'ADN (phosphore-32, phosphore-33, soufre-35) ;

– le marquage de protéines iodées telles que les hormones thyroïdiennes (iode-125 et iode-131) ;

– l'enzymologie (calcium-45) ;

– le développement de radiopharmaceutiques (technécium-99m et tous les isotopes utilisés en médecine nucléaire) ;

– le marquage de globules rouges (chrome-51).

Le carbone-14 et le potassium-40 permettent également de dater des objets ou des échantillons biologiques.

## 5.4. Industrie nucléaire civile

L'ensemble des industries qui participent au fonctionnement des centrales nucléaires, depuis l'extraction et l'enrichissement de l'uranium jusqu'au traitement des déchets issus des centrales, en incluant bien sûr l'exploitation des centrales nucléaires elles-mêmes, constitue « l'industrie nucléaire civile » (d'après les *Dossiers thématiques du CEA* n° 6 et n° 7).

### *5.4.1. Combustible nucléaire*

Un combustible est une matière qui fournit de la chaleur en brûlant. Les plus connus sont le bois, le charbon, le gaz naturel ou le pétrole. Par analogie, l'uranium, utilisé dans les centrales nucléaires, est appelé « combustible nucléaire » car il dégage aussi de la chaleur mais cette fois par fission et non par combustion (voir chapitre 3 « Interactions rayonnement-matière »).

Le combustible nucléaire, après son utilisation dans le réacteur, peut être traité afin d'en extraire les matières énergétiques recyclables. C'est pourquoi on parle de « cycle du combustible nucléaire ». Ce cycle est schématisé sur la figure 5.23 et regroupe l'ensemble

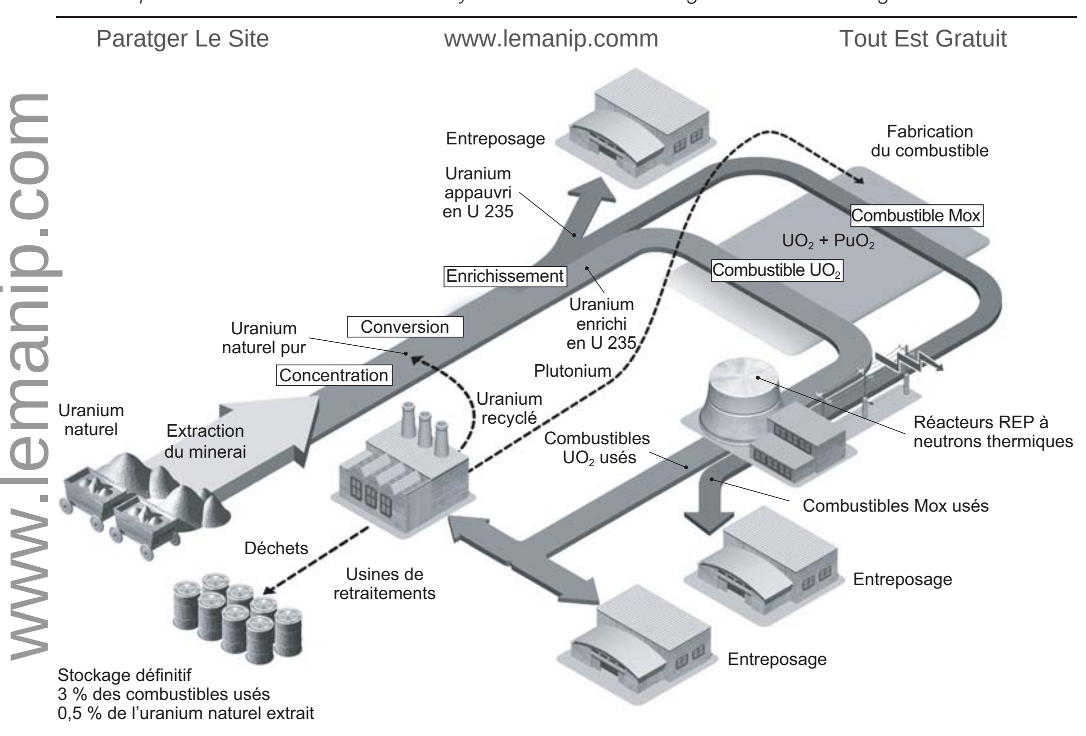



**Figure 5.23. Cycle simplifié actuel du combustible nucléaire en France (dessin Yuva Phiem).**

des opérations industrielles suivantes :

- extraction de l'uranium des mines ;
- fabrication du combustible ;
- utilisation dans le réacteur ;
- traitement du combustible déchargé du réacteur ;
- traitement et stockage des déchets.

Le combustible nucléaire fournit, par kilogramme, beaucoup plus d'énergie qu'un combustible fossile (charbon ou pétrole). Utilisé dans un réacteur à eau sous pression (ou REP, voir 5.4.4), un kilo d'uranium produit 10 000 fois plus d'énergie qu'un kilo de charbon ou de pétrole dans une centrale thermique. De plus, le combustible restera longtemps dans le réacteur (plusieurs années), contrairement aux combustibles classiques qui sont brûlés rapidement. Le combustible nucléaire est aussi différent des autres parce que l'uranium doit subir de nombreuses opérations après son extraction et avant son utilisation dans le réacteur.

Pour simplifier, nous parlerons, dans les lignes qui suivent, du combustible nucléaire utilisé dans les REP, qui sont les plus courants.

## 5.4.2. Extraction du minerai d'uranium

L'uranium est un métal relativement répandu dans l'écorce terrestre (50 fois plus que le mercure par exemple), dans des roches dites « uranifères », telles que l'uraninite et la pechblende. Le cycle du combustible nucléaire commence donc par l'extraction de ce minerai dans des mines à ciel ouvert ou en galeries souterraines. Les mines d'uranium françaises ne sont aujourd'hui plus exploitées ; les principaux gisements connus se trouvent en Australie, aux États-Unis, au Canada, en Afrique du Sud et en Russie.

## 5.4.3. Fabrication du combustible nucléaire

### 5.4.3.1. Concentration et raffinage de l'uranium

La teneur en uranium du minerai naturel est en général assez faible, il est donc indispensable de le concentrer. Les roches sont d'abord concassées et finement broyées, puis l'uranium est extrait par diverses opérations chimiques. Le concentré fabriqué a l'aspect d'une pâte jaune appelée « *yellow cake* ». Il contient environ 75 % d'uranium. Ce concentré d'uranium ne peut pas être utilisé tel quel dans les réacteurs nucléaires. Il doit d'abord être débarrassé des impuretés par différentes étapes de purification (raffinage). Très pur, il est ensuite converti en tétrafluorure d'uranium ($UF_4$) puis en hexafluorure d'uranium ($UF_6$).

### 5.4.3.2. Enrichissement de l'uranium

Pour alimenter les « REP », il faut disposer d'un combustible dont la proportion d'uranium-235 se situe entre 3 % et 5 %, car seul cet isotope de l'uranium peut subir la fission nucléaire libératrice d'énergie (voir chapitre 3 « Interactions rayonnements-matière »). Or, dans l'uranium naturel, il y a 99,3 % d'uranium-238 et 0,7 % d'uranium-235 fissile. L'opération consistant à augmenter la proportion d'uranium-235 est appelée « enrichissement » : elle permet d'augmenter la concentration en uranium-235 de 0,7 % à 3 % environ.

### 5.4.3.3. Assemblages de combustible

Après enrichissement, l'hexafluorure d'uranium est converti en oxyde d'uranium sous la forme d'une poudre noire. Celle-ci est comprimée puis frittée (cuite au four) pour donner des petits cylindres d'environ 1 cm de long, appelés « pastilles ». Chaque pastille, qui ne pèse que 7 g, peut libérer autant d'énergie qu'une tonne de charbon. Les pastilles sont enfilées dans de longs tubes métalliques de 4 mètres de long en alliage de zirconium pour constituer les « crayons » de combustible (Figure 5.24).

Pour une centrale, plus de 40 000 crayons sont préparés pour être rassemblés en « fagots » de section carrée, appelés assemblages de combustible. Chaque assemblage contient 264 crayons. Le chargement d'un réacteur nucléaire de 900 mégawatts nécessite 157 assemblages contenant en tout 11 millions de pastilles.

Les assemblages de combustible, disposés selon une géométrie précise, forment le cœur du réacteur nucléaire. Chacun va y séjourner pendant trois ou quatre ans. Durant cette période, la fission de l'uranium-235 va fournir la chaleur nécessaire à la production de vapeur puis d'électricité (voir 5.4.4).

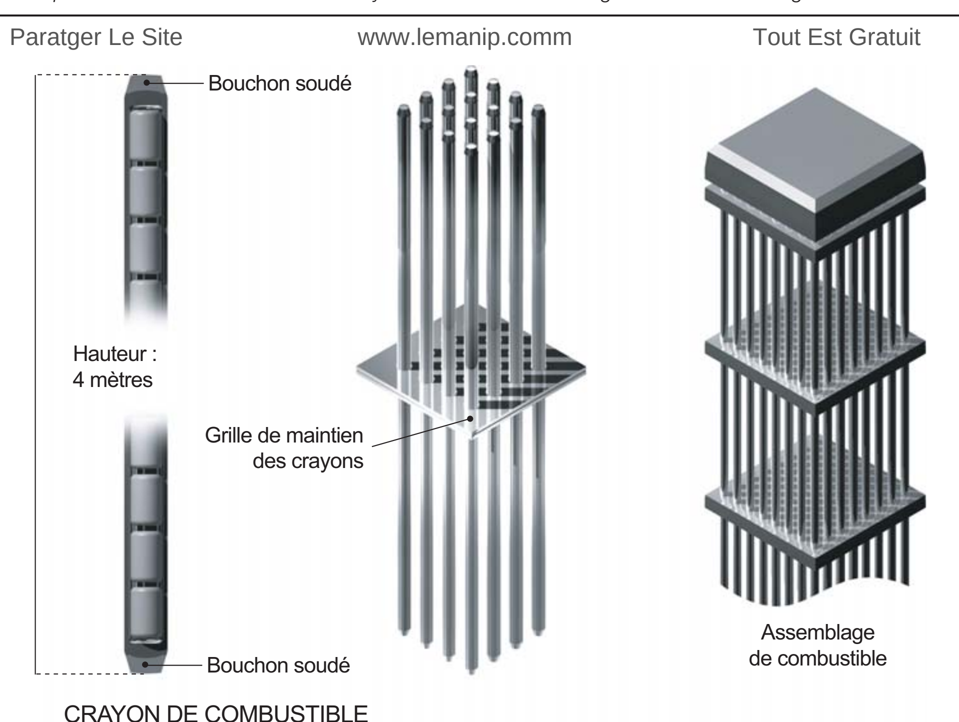



**Figure 5.24. La préparation des assemblages de combustible (dessin Yuva Phiem).**

## 5.4.4. Réacteur nucléaire, de type « Réacteur à Eau sous Pression »

### 5.4.4.1. Principe de fonctionnement

Une centrale électrique est une usine qui produit de l'électricité. Il existe des centrales thermiques, des centrales hydrauliques... et des centrales nucléaires. Toutes sont basées sur le même principe : faire tourner une turbine couplée à un alternateur qui fabrique de l'électricité. Dans les centrales nucléaires, les noyaux d'uranium remplacent le combustible fossile (pétrole, charbon ou gaz) utilisé dans les centrales thermiques.

C'est le principe de la fission nucléaire, ici des atomes d'uranium-235, qui est utilisé (voir chapitre 3 « Interactions rayonnements-matière »). Les deux produits de fission emportent une grande partie de l'énergie libérée par la réaction. Au cours des chocs avec les atomes du milieu, ils perdent rapidement leur vitesse (et donc leur énergie) en échauffant la matière environnante et s'arrêtent dans la masse d'uranium. Leur énergie de départ se trouve finalement transformée en chaleur : localement, la température de l'uranium augmente. Le principe d'un réacteur nucléaire consiste à récupérer cette chaleur pour la transformer en électricité. Chaque fission produit également en moyenne deux à trois

neutrons, qui vont pouvoir provoquer à leur tour de nouvelles fissions et la libération de nouveaux neutrons et ainsi de suite. . . c'est la réaction en chaîne (voir schéma de principe sur la figure 5.25).

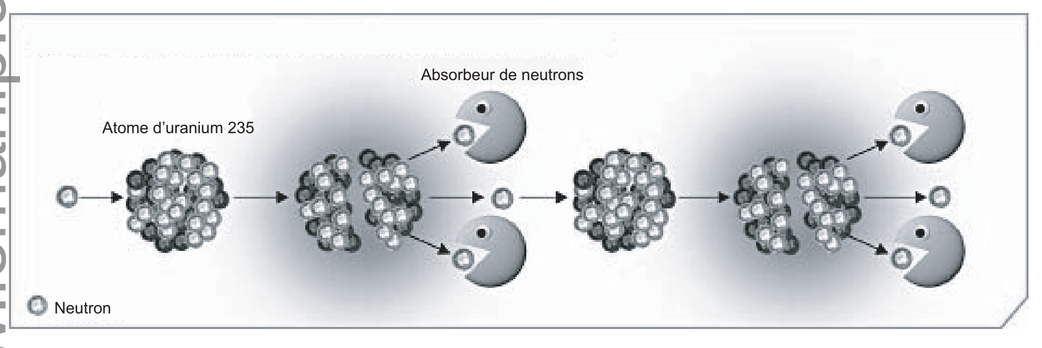



**Figure 5.25. Principe de la réaction en chaîne contrôlée dans les réacteurs nucléaires (dessin Yuva Phiem).**

Dans un réacteur nucléaire, la réaction en chaîne est maîtrisée pour maintenir un rythme de fissions constant : sur les deux ou trois neutrons libérés lors d'une fission, seul l'un d'entre eux en provoque une nouvelle, les autres étant capturés. Un équilibre doit être atteint : une fission donne une fission, qui donne une fission, qui donne une fission, etc. La quantité de chaleur libérée à chaque seconde dans la masse d'uranium est ainsi parfaitement contrôlée.

Le combustible nucléaire est placé dans le cœur du réacteur nucléaire (voir 5.4.3.3) schématisé sur la figure 5.26. Le contrôle permanent de la réaction en chaîne est assuré grâce à des « barres de commande », également appelées « barres de contrôle », absorbantes de neutrons qui sont, par exemple, à base de bore. Ces barres sont mobiles dans le cœur du réacteur : elles peuvent être remontées ou extraites en fonction du nombre de neutrons à absorber. Elles permettent de piloter le réacteur. De plus, en cas d'incident, l'enfoncement complet, ou chute, de ces barres au sein du combustible stoppe presque instantanément la réaction en chaîne.

L'énergie libérée sous forme de chaleur lors de la fission des noyaux d'uranium-235 doit être récupérée pour servir à la production d'électricité. Ce rôle est assuré par le caloporteur. Comme son nom l'indique, il s'agit d'un fluide transporteur de chaleur. En circulant autour des barreaux d'uranium, ce fluide joue deux rôles : prendre la chaleur du combustible pour la transporter hors du cœur du réacteur, et maintenir la température de celui-ci à une valeur compatible avec la tenue des matériaux.

La figure 5.27 donne le schéma de principe d'un réacteur REP. Aujourd'hui, les réacteurs des centrales nucléaires françaises délivrent de 900 à 1 450 mégawatts d'électricité. La chaudière nucléaire – présente dans les réacteurs – constitue la partie de la centrale nucléaire fournissant la chaleur nécessaire à la production de vapeur d'eau. Les autres éléments (turbine, alternateur, etc.) sont communs à toutes les centrales. Les réacteurs nucléaires, au nombre de 58 en France, sont exploités par EDF.

Il existe d'autres familles de réacteurs nucléaires, qui diffèrent du REP par leur combustible, leur fluide caloporteur ou leur modérateur (ralentisseur de neutrons).

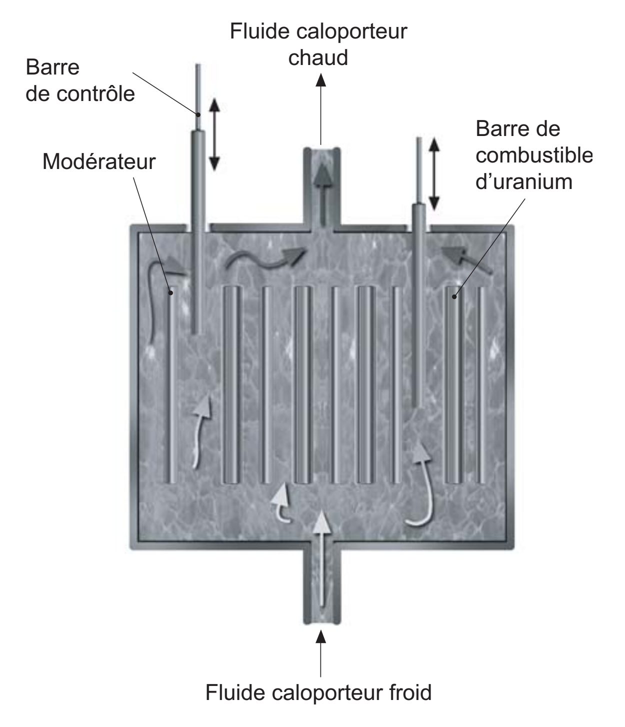



Figure 5.26. Schéma de principe d'un cœur de réacteur nucléaire (dessin Yuva Phiem).

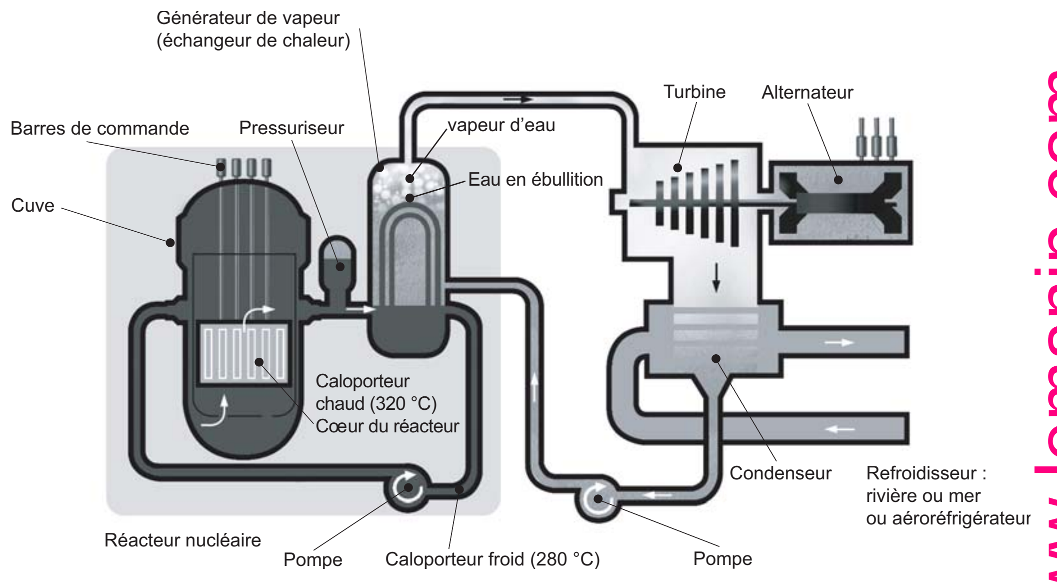



Figure 5.27. Schéma de principe d'un réacteur à eau sous pression (REP) (dessin Yuva Phiem).

#### 5.4.4.2. Radionucléides présents dans un réacteur

En plus de l'uranium constituant le combustible et dont on utilise les propriétés de fission, les corps radioactifs rencontrés dans un réacteur nucléaire sont :

– les produits de fission, émetteurs β et γ (iodes, césium-137, strontium-90...) ;

– les produits d'activation, issus de l'absorption de neutrons par les matériaux de gainage du combustible, par les impuretés du fluide de refroidissement et par les divers éléments de structure qui deviennent radioactifs. Ils sont également émetteurs β et γ (cobalt-60 par exemple) ;

– les transuraniens, émetteurs α, que l'on peut retrouver dans les circuits de fluide en cas de rupture sévère de la gaine du combustible.

Ces produits peuvent circuler dans le circuit primaire, et se déposer de façon préférentielle dans les endroits où l'eau de refroidissement est freinée. Ils créent alors des débits de dose importants, et un risque d'exposition externe.

Ces produits peuvent également être à l'origine de contaminations surfacique et atmosphérique, dès lors que l'on intervient sur les canalisations ou capacités ouvertes. Le risque d'exposition interne apparaît alors.

En fonctionnement normal, des débits de dose importants dus à des rayonnements γ et neutroniques existent à proximité de la cuve du réacteur.

### 5.4.5. Traitement du combustible nucléaire

Au fil du temps, le combustible va se transformer :

– consommation progressive d'uranium-235 suite aux réactions de fission ;
– apparition de produits de fission (absorbant les neutrons, ces produits perturbent la réaction en chaîne).

Au bout d'un certain temps (3 ans environ), le combustible doit donc être retiré du réacteur même s'il contient encore des quantités importantes de matières énergétiques récupérables, notamment l'uranium et le plutonium. Ce combustible usé est également très radioactif en raison de la présence des produits de fission ; il est donc entreposé dans une piscine de refroidissement près du réacteur pendant 3 ans pour laisser diminuer son activité avant d'être traité.

Le traitement consiste à :

– récupérer la matière encore utilisable, le plutonium et l'uranium, pour produire à nouveau de l'électricité. C'est le recyclage des matières énergétiques contenues dans les combustibles usés ;
– trier les déchets radioactifs non recyclables.

Certains pays n'ont pas opté pour le traitement, par exemple, la Suède et les États-Unis. Dans ce cas, les combustibles usés sont considérés comme des déchets et sont directement stockés après leur retrait du réacteur. Les pays ayant choisi d'avoir une usine de traitement sont la France (usine Areva NC de La Hague), la Grande-Bretagne, la Russie et le Japon. Certains pays comme l'Allemagne, la Suisse et la Belgique font traiter leur combustible usagé dans d'autres pays (notamment en France).

# 5.5. Déchets radioactifs (d'après *Dossier thématique du CEA* 14)



Déchets ménagers, déchets industriels, déchets agricoles... la nature des déchets varie selon les secteurs d'activités et/ou le milieu d'où ils proviennent. Parmi tous ces déchets, on compte les déchets radioactifs. La grande majorité d'entre eux ressemble aux déchets ménagers et industriels : il s'agit par exemple d'outils, de tuyaux, de briques, de flacons... Leur particularité tient au fait qu'ils contiennent des éléments dont la radioactivité est trop importante pour autoriser leur rejet dans l'environnement. Le risque qu'ils peuvent présenter pour l'Homme et l'environnement a conduit à la mise en place d'une gestion particulière et très contrôlée de leur devenir (voir chapitre 9 « Réglementation en radioprotection »).

Les déchets radioactifs sont essentiellement produits dans le cadre d'activités nucléaires. En France, environ 85 % du volume des déchets radioactifs produits annuellement ont pour origine la production d'électricité : fonctionnement des centrales électronucléaires, fabrication des combustibles nucléaires et traitement des combustibles usés. Les 15 % restants proviennent d'industries non nucléaires, des hôpitaux, des universités ou de la recherche, ainsi que de la production et de l'entretien de l'armement nucléaire.

**Pour en savoir plus**

1 kilogramme par an et par habitant : c'est la quantité de déchets radioactifs générés par la production d'électricité nucléaire. En comparaison, l'industrie « classique » produit chaque année 2 500 kg de déchets industriels par habitant, dont 100 kg de déchets chimiques toxiques (arsenic, mercure, amiante, plomb...) pour lesquels il n'existe pas, à ce jour, d'installation pour leur élimination ou leur stockage. Tous déchets confondus, chaque Français produit annuellement 3 tonnes de déchets.

## *5.5.1. Classification des déchets*

Les déchets radioactifs ne sont pas tous identiques suivant la nature des rayonnements qu'ils émettent (alpha, bêta, gamma, X et neutrons) et l'intensité de ces derniers. D'autre part, la durée pendant laquelle ils sont radioactifs varie en fonction de la période des radionucléides qu'ils contiennent. On distingue ainsi les déchets radioactifs à vie courte, dont la durée de vie est inférieure à 300 ans des déchets radioactifs à vie longue, dont la période dépasse 300 ans et qui peut aller jusqu'à des milliers, voire pour certains des millions d'années.

C'est en fonction de ces deux caractéristiques : intensité des rayonnements et période, que sont classés et gérés les déchets. Il existe ainsi quatre grandes familles de déchets radioactifs :

– les déchets très faiblement radioactifs (TFA) qui proviennent principalement du démantèlement des installations nucléaires ou des sites industriels utilisant, dans le cadre de leur production, des substances faiblement radioactives. Il s'agit, par exemple, de bétons, gravats, plastiques et ferrailles ;

– les déchets faiblement ou moyennement radioactifs de période courte, qui représentent près de 90 % de l'ensemble des déchets radioactifs. Il s'agit pour l'essentiel de déchets provenant du fonctionnement courant des installations nucléaires (objets contaminés : gants, filtres, résines, etc.), des laboratoires de recherche et de divers utilisateurs de radioéléments (hôpitaux, laboratoires d'analyse, industries minière, agroalimentaire, métallurgique...) ;

– les déchets faiblement radioactifs de période longue, correspondant essentiellement aux déchets radifères et aux déchets graphites. Les déchets radifères sont des déchets minéraux, issus principalement du traitement du minerai d'uranium, du démontage et de la récupération d'objets contenant du radium (notamment des anciens paratonnerres). Les déchets graphites proviennent des premières centrales nucléaires électriques françaises, les réacteurs nucléaires dits « uranium naturel-graphite-gaz » ou « UNGG », et sont constitués principalement des chemises de graphite qui entouraient les éléments combustibles des réacteurs ;

– les déchets moyennement et hautement radioactifs de période longue, qui contiennent des radionucléides dont la décroissance radioactive peut s'étendre sur plusieurs centaines, voire milliers ou millions d'années. Ils proviennent des usines de fabrication des combustibles nucléaires, des centres de recherche et des usines de traitement des combustibles usés issus des centrales nucléaires. Si ce type de déchet contient 95 % de la radioactivité totale, il ne constitue que 3 % du volume des déchets radioactifs en France (soit 10 grammes par an et par habitant).

### *5.5.2. Principes de sûreté et confinement*

La matière contenue dans les déchets doit être isolée et confinée de telle sorte que le retour de la radioactivité vers la biosphère entraîne pour les populations concernées une exposition aussi faible que raisonnablement possible et impérativement inférieure aux normes publiques.

Pour cela et comme pour les autres déchets, leur volume est tout d'abord réduit. Ils sont donc compactés, incinérés ou découpés puis conditionnés pour constituer des « **colis** » transportables et prêts à être entreposés ou stockés.

Un « colis » de déchets se compose en général de trois éléments : les déchets eux-mêmes, le matériau (matrice) de confinement, ou enrobage, qui stabilise et rend les déchets inertes et le conteneur ou emballage (fût, caisson métallique ou béton).

En volume, un colis de déchets est composé en moyenne de 15 % de déchets et de 85 % d'enrobage et d'emballage. Le confinement sera donc réalisé par un ensemble de barrières successives :

– le conditionnement ;

– les matériaux de remplissage ;

– le milieu d'accueil.

Le **conditionnement** devra assurer une bonne résistance à l'attaque par l'eau, une bonne résistance mécanique et thermique, en particulier pour les déchets stockés en profondeur qui seront soumis à des pressions élevées.

Les divers types de conditionnement adaptés à des déchets de natures différentes sont les suivants :

- l'enrobage par le bitume pour les résidus de traitement d'effluents par précipitation ou évaporation ;
- l'enrobage par le ciment pour les déchets bêta-gamma et certains déchets technologiques d'usines de retraitement ;
- l'enrobage par des résines organiques pour les échangeurs ioniques de circuits d'épuration d'eau ;
- la vitrification pour les déchets de haute activité provenant du traitement de combustibles irradiés.

Après dépôt des colis dans un emplacement de stockage, la procédure de fermeture définitive met en œuvre **des matériaux de remplissage** des cavités, qu'il s'agisse d'un stockage en surface ou en profondeur, ils participent à la sûreté du système. Leur fonction principale est d'isoler les colis conditionnés :

- en empêchant l'intrusion d'eau, principal vecteur de la radioactivité ;
- en agissant également par des mécanismes de rétention physicochimique.

Le **milieu d'accueil** est la dernière barrière avant le retour des matériaux radioactifs dans l'environnement. Plusieurs types de formations géologiques peuvent être envisagés :

- les formations salines profondes, attestant d'une zone géologique exempte d'intrusion d'eau ;
- les formations argileuses, elles permettent de contrôler la perméabilité du terrain, et de mettre à profit les capacités de rétention physicochimique de ce type de formation ;
- les terrains granitiques profonds, dans la mesure où ils sont situés en zone non fissurée, les mouvements hydrogéologiques sont particulièrement faibles.

Le choix entre ces différents types de formations géologiques ne peut être fait qu'à la suite d'études et d'explorations sur le terrain.

### *5.5.3. Stockage*

Le stockage consiste à mettre les colis de déchets radioactifs dans des installations appropriées sans intention de les retirer.

Une structure a été spécialement créée en France pour assurer la gestion des déchets radioactifs. L'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) a pour mission de répertorier et de localiser l'ensemble des déchets radioactifs présents sur le territoire national, de vérifier leur qualité et celle de leurs colis, ainsi que de concevoir, implanter, construire et gérer des centres de stockage où sont placés les déchets en fonction de leurs caractéristiques.

L'Andra a actuellement en charge les centres de stockage des déchets très faiblement radioactifs et des déchets faiblement et moyennement radioactifs à vie courte, soit près de 90 % des déchets radioactifs. Ces centres, conçus et surveillés de manière à protéger les populations et l'environnement, sont implantés dans la Manche et dans l'Aube.

Le centre de la Manche situé à la pointe du Cotentin est implanté près de l'usine de retraitement du combustible nucléaire de Areva NC à La Hague. Ouvert depuis 1969, le centre de la Manche est le premier centre français de stockage en surface de déchets à vie courte (période de moins de 30 ans) de faible et moyenne activité. Il occupe une superficie de 14 hectares. Jusqu'en 1994, date de sa fermeture, 535 000 $m^3$ de déchets y ont été stockés.

Il a été remplacé par le centre de l'Aube. Celui-ci est situé à 50 kilomètres à l'est de Troyes à la limite des départements de l'Aube et de la Haute-Marne, principalement sur la commune de Soulaines-Dhuys. Entouré de forêts, il couvre une superficie de 95 hectares dont une trentaine pour le stockage proprement dit. D'une capacité de 1 000 000 $m^3$, le centre de l'Aube recevra les déchets radioactifs français de faible et moyenne activité à vie courte pendant au moins une trentaine d'années.

Le centre de stockage de TFA à Morvilliers accueille les déchets de très faible activité depuis août 2003. Cette installation est destinée au stockage essentiellement des bétons et ferrailles provenant du démantèlement des installations nucléaires arrêtées.

Le stockage des déchets constitue la phase finale d'un processus rigoureux de tri, de traitement et de conditionnement des déchets, chaque opération faisant l'objet de contrôles, d'une comptabilité des matières radioactives, d'une mise en mémoire. Le choix du site lui-même répond à des critères stricts et l'environnement est étudié en permanence.

# 6 Détection des rayonnements ionisants

Marc Ammerich, Christine Jimonet, Jean-Claude Moreau, Abdel-Mjid Nourreddine



## Introduction

Les phénomènes d'interaction entre des rayonnements émis par une source et un milieu détecteur approprié permettent de mettre en évidence la présence de radioactivité.

Détecter des rayonnements signifie tout d'abord être informé de la présence de rayonnements nucléaires. Mais la détection c'est aussi l'identification de la nature de ces rayonnements, leur dénombrement ainsi que la mesure de leur énergie (spectrométrie).

Un système de détection est constitué d'un milieu détecteur, dans lequel l'interaction du rayonnement avec la matière par ionisation ou par une excitation atomique donne lieu à l'apparition d'un signal électrique ou lumineux. Un ensemble de mesures traite le signal en l'amplifiant et en le mettant en forme pour procéder au comptage.

Les différents types de détecteurs peuvent être caractérisés par la nature de l'interaction du rayonnement avec le détecteur :

– l'excitation atomique joue un rôle important dans la production de lumière dans les détecteurs à scintillation ;

– l'ionisation de la matière par le rayonnement incident est à l'origine de la détection dans les chambres d'ionisation, les compteurs de type Geiger-Müller, les détecteurs à semi-conducteurs, ainsi que pour certains équipements spéciaux comme les chambres à étincelles.

Les détecteurs se classent également selon leur mode de fonctionnement ; ils peuvent fournir une réponse en impulsions ou bien à niveau continu :

– un compteur à impulsion fournit une série de signaux correspondant chacun à l'interaction d'un rayonnement avec le détecteur ; les impulsions sont séparées les unes des autres dans le temps ; on dira alors que le détecteur est résolu en temps ;

– un autre mode de fonctionnement conduit à mesurer directement un effet moyen dû à de nombreuses interactions de rayonnements avec le détecteur, sans qu'il soit possible de distinguer les événements individuels.

Dans une première partie de ce chapitre, nous décrirons le principe de fonctionnement des principaux détecteurs. Puis dans une seconde, nous décrirons les unités électroniques qui permettent d'obtenir une « mesure » à partir du « signal » délivré par un détecteur,

l'ensemble constituant la chaîne de détection. Les principes de mesure feront l'objet de la troisième partie, laquelle développera les appareillages plus spécialement adaptés au dénombrement et mesures de dose et débit de dose.



# 6.1. Détecteurs

## *6.1.1. Détecteurs à scintillations*

Utilisés très tôt en détection des rayonnements, le rôle des scintillateurs s'est longtemps limité à celui de simples écrans fluorescents, l'œil servant de détecteur. Il a fallu qu'apparaissent les tubes photomultiplicateurs pour que l'utilisation de ces détecteurs se développe.

### *6.1.1.1. Phénomène physique exploité*

Lorsqu'à la suite d'une collision, une quantité d'énergie est transférée à un électron peu lié d'un atome constituant le milieu détecteur et que cette quantité d'énergie correspond exactement à la quantité d'énergie lui permettant d'accéder à un niveau de liaison supérieur, cet électron accède à un état excité. L'état excité étant un état instable, il s'en suivra une désexcitation matérialisée par l'émission de lumière visible ou scintillations, qui constitue la luminescence (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »).

### *6.1.1.2. Présentation générale et structure d'un scintillateur*

Les scintillateurs utilisent la fraction de l'énergie dissipée dans des excitations atomiques ou moléculaires. Si les dimensions du scintillateur permettent la perte totale de l'énergie du rayonnement incident, il est alors potentiellement possible non seulement de détecter ce rayonnement mais d'en mesurer l'énergie.

Différents matériaux ont été utilisés :

– des scintillateurs minéraux : iodure de césium (CsI) et iodure de sodium (NaI), dopés au thallium, pour la détection des rayonnements X et gamma ;

– des scintillateurs organiques solides (anthracène, plastiques) pour la détection des β, γ, neutrons, ou liquides (en particulier pour la détection des β et γ de faible énergie).

L'efficacité de scintillation, c'est-à-dire la fraction de l'énergie incidente convertie en lumière, est faible : de 4 à 8 % selon le type de scintillation. Les photons de luminescence se situent essentiellement dans le bleu avec extension du spectre dans le proche UV.

La lumière de scintillation (ensemble des photons émis à la suite de l'absorption d'un rayonnement ionisant) décroît dans le temps selon une loi exponentielle dont la constante de temps varie de 2 à 30 ns pour les scintillateurs organiques et atteint environ 1 µs pour les minéraux. Mais la caractéristique essentielle d'un scintillateur est qu'il doit être transparent à sa propre lumière c'est-à-dire que les photons formés dans le scintillateur doivent pouvoir en sortir pour être à leur tour utilisés dans l'étape suivante de la chaîne de détection.

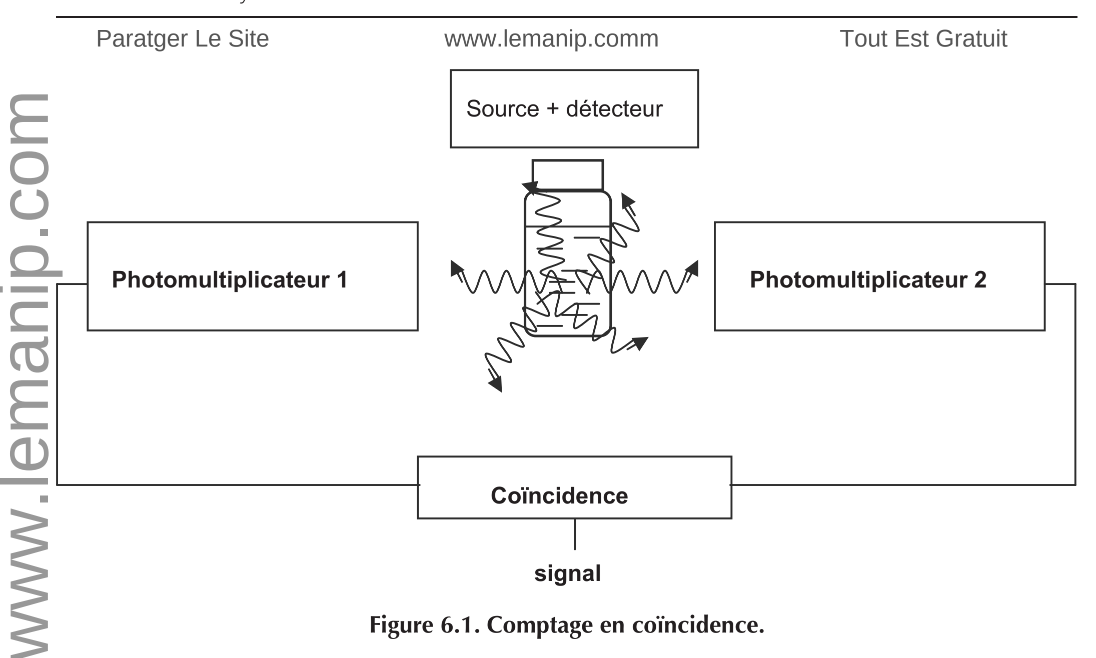



**Figure 6.1. Comptage en coïncidence.**

Dans les scintillateurs organiques courants, un photon lumineux est créé pour environ 30 eV déposés dans le détecteur par le rayonnement incident. Ce « signal » lumineux ne peut être exploité que s'il est transformé en « signal » électrique et, pour cela, le scintillateur doit être couplé à un photomultiplicateur.

Cas particulier de la scintillation liquide : dans certains cas très particuliers, la faible énergie du rayonnement incident ne permet pas d'interposer une fenêtre d'entrée entre la source et le scintillateur. Le tritium en est l'exemple par excellence car ayant un $E_{\beta_{max}}$ de 18,6 keV, sa portée maximum dans l'eau est de 7 µm.

Pour effectuer une mesure, il est alors obligatoire de mélanger intimement la source à un scintillateur liquide. Ce dernier est constitué de molécules aromatiques appartenant à la famille des solvants.

Afin de discriminer très précisément les impulsions résultant de l'interaction d'une particule avec le détecteur d'une impulsion parasite, le scintillateur est vu par deux photomultiplicateurs, couplés à une unité de coïncidence qui ne transmet le signal que si ses deux voies d'entrée reçoivent deux impulsions simultanément. Un tel dispositif, présenté dans la figure 6.1, élimine donc le dénombrement d'impulsions issues du mouvement propre de l'un ou de l'autre des photomultiplicateurs.

En scintillation liquide, le rendement de détection R est fonction du radionucléide utilisé mais également du phénomène d'affaiblissement lumineux, appelé « *Quenching* ». Ce dernier est fonction de la coloration et de la nature des composés chimiques introduits avec le produit scintillant.

### *6.1.1.3. Structure d'un photomultiplicateur*

La structure du scintillateur et des autres parties constitutives du détecteur à scintillation sont présentées dans la figure 6.2.

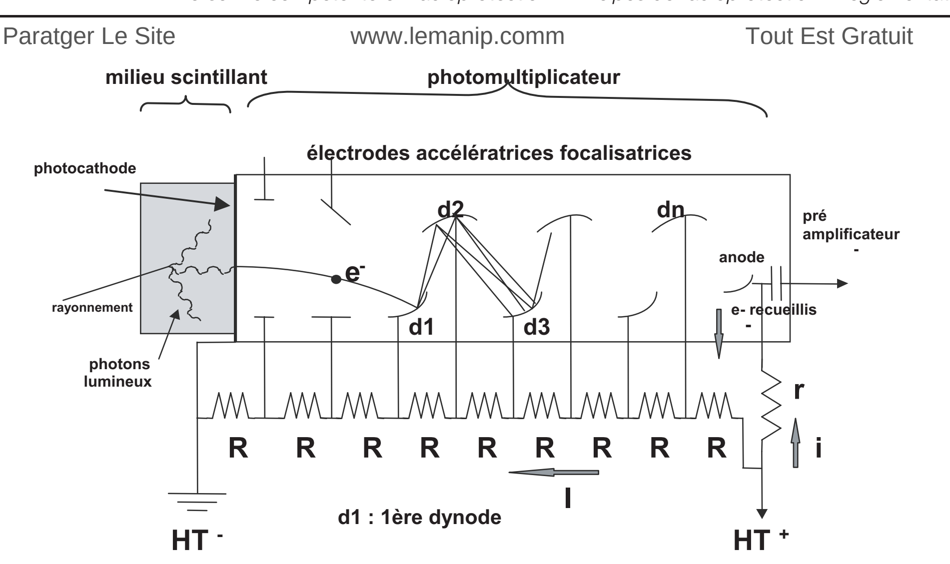



Figure 6.2. Structure d'un détecteur à scintillation.

La lumière de scintillation est convertie en un courant de très faible intensité au moyen d'une photocathode par effet photoélectrique.

Les rendements de production et de collection des photons lumineux ainsi que le rendement de transformation en électrons étant relativement faibles, le « signal » électronique doit être amplifié pour pouvoir être utilisé : c'est le rôle du multiplicateur d'électrons permettant d'obtenir un courant de sortie assez intense.

La photocathode, semi-transparente, offre une efficacité dépendant de la longueur d'onde de la lumière incidente. Le rendement quantique, nombre d'électrons émis par photon lumineux incident, est au maximum de 25 %.

Les électrons émis par la photocathode sont accélérés et dirigés vers la première dynode grâce à un gradient de potentiel et un champ magnétique, par un jeu d'électrodes (Figure 6.2).

Ces électrons secondaires sont collectés par une seconde dynode. Un dispositif comportant *n* dynodes présente un coefficient de multiplication $A = \delta^n$ et l'ensemble des électrons est finalement recueilli sur l'anode.

Le facteur δ est appelé coefficient d'émission secondaire : variant entre 4 et 5 pour une tension entre étages de l'ordre de 150 volts.

Au terme de cette chaîne de détection, ces compteurs ont donc une réponse proportionnelle à la perte d'énergie subie par la particule incidente dans le scintillateur.

### 6.1.1.4. Mise en œuvre du couple scintillateur-photomultiplicateur

Pour assurer une bonne collection des photons lumineux, les scintillateurs sont entourés d'un réflecteur qui peut également servir d'étanchéité à la lumière.

Le couplage optique entre le scintillateur et la photocathode se fait grâce à un milieu d'indice de réfraction intermédiaire pour réduire les réflexions de lumière. On utilise le

plus souvent de la graisse, de la colle transparente, ou de la pâte silicone. Si nécessaire, des guides de lumière peuvent être montés entre le détecteur et le photomultiplicateur.

Le scintillateur idéal doit donc offrir :

- une grande efficacité de conversion en lumière de l'énergie cinétique déposée par les rayonnements ;
- une conversion linéaire sur une grande gamme d'énergie ;
- une grande transparence du milieu à la longueur d'onde des photons émis ;
- un très court temps de vie de la luminescence induite ;
- une forme de matériau réalisable en grande dimension et facile à usiner ;
- un numéro atomique et une densité élevée pour la détection des rayonnements gamma ;
- une lumière émise dans le visible pour éviter la fabrication de photomultiplicateurs sophistiqués ;
- un indice de réfraction proche du verre pour faciliter le couplage avec le photomultiplicateur.

## 6.1.2. Détecteurs à gaz

### 6.1.2.1. Phénomène physique exploité : l'ionisation

Lors de la traversée d'un matériau, les particules chargées perdent leur énergie par collisions avec les noyaux atomiques ou les électrons des atomes de ce milieu. Dans le domaine d'énergie des particules émises lors de la décroissance radioactive et comme cela a été vu dans le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière », les collisions avec les électrons atomiques représentent le processus d'interaction dominant.

Lorsque l'énergie cédée par la particule incidente est supérieure à l'énergie de liaison de l'électron, ce dernier est éjecté et corrélativement un ion positif est créé. Il y a donc apparition d'une paire ion-électron primaire, c'est le phénomène d'ionisation.

### 6.1.2.2. Présentation générale d'un détecteur à gaz

Un détecteur ou un compteur à gaz comprend essentiellement une enceinte contenant un gaz ou un mélange gazeux et deux électrodes métalliques entre lesquelles on applique une différence de potentiel $V$ ; il est représenté sur la figure 6.3.

Comme nous l'avons vu précédemment, lorsqu'un rayonnement traverse le gaz, celui-ci est ionisé et il y a création de paires d'ions : électron négatif et atome ionisé positif. En l'absence de tension entre les deux électrodes, les ions formés sont soumis à l'agitation thermique et ne tardent pas à se recombiner pour former des atomes neutres.

Lorsque les particules interagissent avec un gaz soumis à un champ électrique statique obtenu par exemple en appliquant une tension continue entre deux électrodes, les ions positifs sont attirés par la cathode et les électrons par l'anode. Les électrodes recueillent

**Figure 6.3. Schéma d'un détecteur à gaz.**



donc des charges qui peuvent s'écouler dans une résistance. Il en résultera un courant d'ionisation dont l'intensité sera proportionnelle au nombre total de paires d'ions créées. À toute particule ionisante absorbée dans le compteur correspondra donc une impulsion de tension ou de courant. C'est sur ce principe que fonctionnent les détecteurs à gaz.

En raison de la différence de masse entre électrons et ions positifs, la vitesse de déplacement des électrons est beaucoup plus grande (environ 10 000 fois plus grande). Il est donc préférable d'exploiter le signal à partir de la collection électronique de façon à rendre aussi bref que possible le temps qui sépare l'entrée du rayonnement dans le compteur et l'apparition d'une nouvelle impulsion de courant exploitable entre les électrodes.

Une particule crée en moyenne sur son trajet un nombre de paires d'ions égal à :

$$N_i = \frac{E_o}{E_p}$$

$E_o$ : énergie cédée par la particule incidente dans le gaz ;
$E_p$ : énergie moyenne que doit dépenser en moyenne un rayonnement pour créer une paire d'ions.

Pour un gaz, l'énergie moyenne pour créer une paire d'ions est de l'ordre 30 à 35 eV et est indépendante de la nature du rayonnement incident et de son énergie, tout en dépendant faiblement du gaz de remplissage.

Si le détecteur avait une capacité $C$ infinie, la charge collectée resterait constante. $C$ étant finie, elle va se décharger avec la constante de temps $\tau = RC$ dans la résistance $R$. Si $\tau$ est grand devant le temps de collection des électrons et petit devant le temps de collection des ions, on ne décèle que le signal de courant électronique, qui se traduit par une impulsion de tension aux bornes de la résistance $R$.

Le choix des gaz de remplissage s'oriente surtout vers ceux qui n'ont pas d'affinité pour les électrons, évitant ainsi que ces derniers soient perdus pour le signal.

Le rayonnement peut interagir non seulement avec le gaz du compteur mais aussi avec ses parois internes, et produire ainsi des particules secondaires qui seront détectées par le gaz. Cet « effet de paroi » est souvent nuisible.

### 6.1.2.3. Régimes de fonctionnement

Examinons la variation du nombre $N$ de charges recueillies sur les électrodes en fonction de la différence de potentiel $V$ appliquée. La variation du nombre d'ions $N = f(V)$ collectés en fonction de la tension de polarisation est représentée sur la figure 6.4.

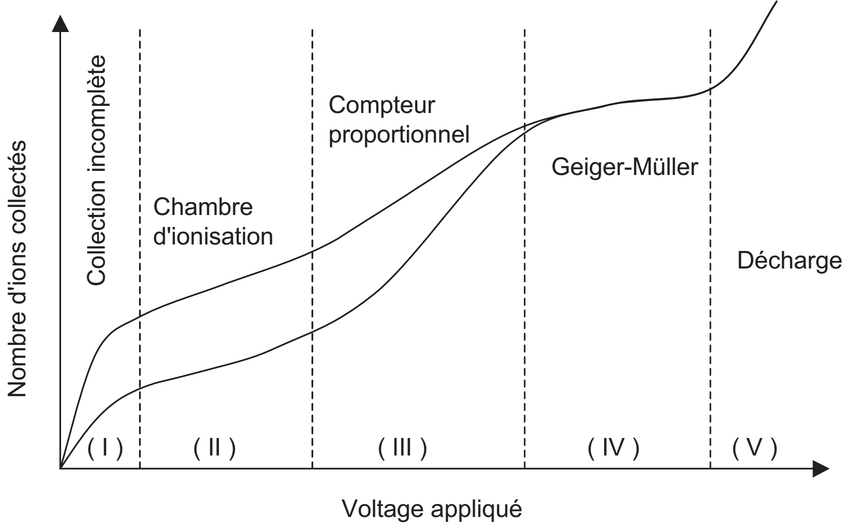



**Figure 6.4. Différents modes de fonctionnement d'un détecteur à gaz en fonction du voltage.**

Les deux courbes représentent respectivement le nombre de paires d'ions $N1$ créées par une particule 1 et le nombre de paire d'ions $N2$ créées par la particule 2, en fonction du voltage appliqué.

Ces courbes présentent cinq régions distinctes :

• **Dans la région I** : le champ appliqué est faible et la recombinaison des paires d'ions est possible ce qui réduit notablement la collection des charges sur les électrodes. Aucun détecteur ne fonctionne dans cette zone.

• **Dans la région II** : tous les ions créés sont collectés. Le nombre de charges collectées est égal au nombre de charges produites par ionisation primaire : $N_c = N_i$ ; il n'y a pas d'amplification ou, plutôt, on dit que l'amplification est égale à 1. C'est la zone de fonctionnement des **chambres d'ionisation**.

Si le rayonnement dissipe toute son énergie dans le compteur, le nombre d'électrons collectés est proportionnel à cette énergie :

$$N_c = \frac{E}{E_i}$$

Le signal électrique correspondant peut donc permettre la mesure de l'énergie du rayonnement incident : les chambres d'ionisation peuvent être utilisées en spectrométrie.

Dans la pratique, la tension de fonctionnement variera de 60 à 300 V en fonction des dimensions de la chambre.

• **Dans la région III** : le champ électrique est suffisamment important pour communiquer aux électrons primaires une énergie leur permettant d'ioniser à leur tour les atomes du gaz. Le processus de multiplication prend alors la forme d'une cascade, connu sous le nom d'« avalanche » dans laquelle chaque électron libre créé peut engendrer plusieurs électrons libres par le même processus. Le nombre d'électrons collectés est donc proportionnel au nombre d'électrons primaires : $N_c = k \cdot N_i$ ; $k$ étant le coefficient de multiplication gazeux ou facteur d'amplification.

Cette zone est celle du régime des **compteurs proportionnels**. Dans cette zone, le coefficient de multiplication gazeux est uniquement fonction de la tension ; il croît très rapidement quand la tension augmente (il peut atteindre $10^6$).

En dehors du dénombrement, les compteurs proportionnels peuvent être utilisés pour la spectrométrie en énergie (rayonnements X de basse énergie par exemple), pourvu que l'alimentation haute tension (HT) soit très bien stabilisée car une petite variation de $V$ entraîne une grande variation de $k$.

Dans la pratique, la tension de fonctionnement variera de 1 000 à 4 000 V selon la taille et le gaz de remplissage. La nature et la pression des gaz sont très variées en fonction des applications. Généralement, les gaz rares (Ar, Kr, Xe...) seront préférés aux gaz moléculaires, lesquels tendent à recapturer les électrons et à réduire l'amplification gazeuse.

• **Dans la région IV** : l'importance de la multiplication des ions est telle que le nombre d'électrons collectés devient indépendant du nombre d'ions primaires créés par le rayonnement. C'est une ionisation quasi totale du volume gazeux entourant l'anode qui est déclenchée, pourvu que le rayonnement ait créé au moins une paire d'ions. C'est le régime de fonctionnement en **« Geiger-Müller »**.

Un compteur Geiger-Müller ne peut pas être utilisé pour faire de la spectrométrie en énergie ; en revanche, il est très sensible pour effectuer du dénombrement car il délivre un signal de grande amplitude qui ne nécessite pas une électronique adjointe sophistiquée.

## Pour en savoir plus

## Les compteurs Geiger-Müller

### Constitution et fonctionnement

La présentation la plus courante est le compteur « cloche », constitué d'un cylindre métallique (cathode) dans l'axe duquel est monté un fil (ou un petit cylindre) conducteur (anode). L'ensemble est rempli d'un gaz inerte (mélange argon et hélium), à une pression inférieure à la pression atmosphérique, comportant des traces de vapeurs organiques. Leur tension de fonctionnement se situera en général entre 1 000 et 3 000 V.

Les compteurs destinés à la détection des particules α ou ß doivent avoir une paroi d'épaisseur inférieure à la portée des particules. Cette « fenêtre », qui constitue le plus souvent l'une des extrémités du compteur, consiste par exemple en une feuille de mica ou de mylar d'épaisseur ~ 1,5 $\text{mg.cm}^{-2}$. La transmission de ces fenêtres dépend de l'énergie des rayonnements.

Nous venons de voir que chaque ionisation primaire produit une avalanche qui laisse une certaine répartition d'ions positifs autour de l'anode. Si nous augmentons encore la différence de potentiel entre électrodes, l'amplification gazeuse et la densité des ions positifs augmentent. Cette densité d'ions positifs crée un effet de charge d'espace

comme si l'anode était remplacée par un cylindre positif nettement plus gros. Le champ électrique responsable de la multiplication gazeuse est altéré et il se produit un effet de saturation. L'amplitude de l'impulsion n'est alors plus proportionnelle au nombre d'ions primaires.

**Notions de temps mort et temps de résolution**

Nous pouvons considérer le dépôt d'énergie résultant de l'interaction d'un rayonnement dans un milieu détecteur comme un phénomène instantané. En revanche, l'information résultante délivrée par la chaîne de détection peut prendre plus de temps à survenir. Par exemple, dans le cas d'un compteur Geiger-Müller pendant le déplacement des ions positifs vers la cathode, le potentiel de l'anode est suffisamment abaissé pour qu'un rayonnement pénétrant dans le compteur ne déclenche pas le processus d'avalanche. Le compteur est donc inhibé pendant un certain temps ($\sim 10^{-4}$ s) correspondant au temps de migration vers la gaine positive. Nous parlerons de **temps mort** pour caractériser l'inertie du milieu détecteur.

Nous préférerons cependant utiliser un autre paramètre, appelé **temps de résolution** $\tau$, car ce dernier est caractéristique de l'ensemble de la chaîne de détection et pas seulement du milieu détecteur. Il est défini comme étant l'intervalle de temps séparant 2 interactions pour que celles-ci soient enregistrées comme deux informations bien distinctes.

La présence du temps de résolution entraîne des pertes de comptage et exclut la détection à un taux de comptage élevé.

• **Dans la région V** : le compteur devient instable, et des claquages électroniques apparaissent et détériorent définitivement le compteur.

En conclusion, nous pouvons dire que, du fait des spécificités technologiques nombreuses et indispensables pour obtenir un fonctionnement performant dans chacun des régimes, un compteur capable de fonctionner indifféremment dans les trois régimes (chambres d'ionisation, proportionnel et Geiger-Müller), est impossible.

## *6.1.3. Détecteurs semi-conducteurs*

Ces détecteurs sont d'un développement plus récent que les précédents. Leurs qualités et notamment leur bonne résolution en énergie leur ont permis de supplanter les détecteurs à scintillation et à gaz dans de nombreuses applications.

Le phénomène physique exploité est l'ionisation. Dans un cristal parfait, défini par un motif élémentaire composé de un ou plusieurs atomes, les électrons ont des énergies de liaison dont les valeurs se situent dans des intervalles bien définis, appelés **bandes permises**, limités par des **bandes interdites**. La dernière bande permise est appelée bande de conduction (électrons « libres »), l'avant-dernière étant la bande de valence.

La conductibilité électrique résulte de la présence d'électrons dans la bande de conduction. Selon l'importance de la dernière bande interdite, on obtient un isolant, un semiconducteur ou un conducteur comme l'illustre la figure 6.5.

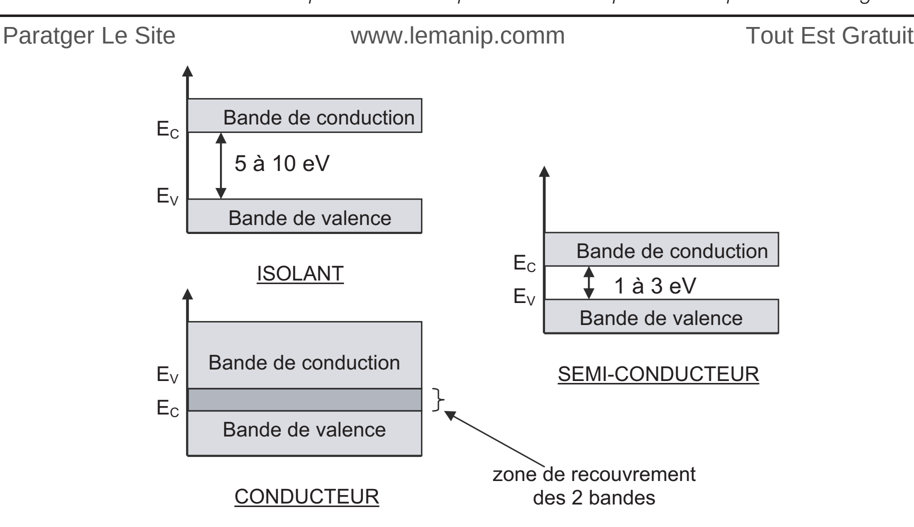



**Figure 6.5. Niveaux énergétiques dans les différents types de matière cristalline (isolant, conducteur, semi-conducteur).**

Pour un semi-conducteur au zéro absolu, la bande de valence est complète et la bande de conduction vide ; il se comporte comme un isolant. Au fur et à mesure que la température augmente, sous l'effet de l'agitation thermique, un nombre de plus en plus grand d'électrons peuvent sauter de la bande de valence dans la bande de conduction ; il se comporte alors comme un conducteur.

Sur le plan théorique, le principe de fonctionnement de ce type de détecteur est simple. Chaque ionisation créée par un rayonnement libère un électron (qui saute dans la bande de conduction) et un ion positif (nommé « trou »). Sous l'effet d'un champ électrique généré par une différence de potentiel appliquée entre deux des faces du semi-conducteur, les électrons sont collectés, tout en faisant migrer les trous correspondants de proche en proche, ce qui permet de recueillir une impulsion électrique.

## Pour en savoir plus

### Les détecteurs semi-conducteurs

En fait, aucun semi-conducteur n'est parfaitement pur. Selon la nature de l'impureté majoritaire, on a des semi-conducteurs de type *n* (impuretés donneuses d'électrons ; exemple : phosphore, arsenic) ou de type *p* (impuretés avides d'électrons ; exemple : aluminium, gallium). De tels semi-conducteurs sont dits extrinsèques. Bien que la présence de ces impuretés augmente la conductibilité, elle complique beaucoup la réalisation pratique d'un tel détecteur.

Si l'on accole deux semi-conducteurs extrinsèques, l'un étant de type *p* et l'autre de type *n*, on constitue ce que l'on nomme une jonction, dans laquelle apparaît une région désertée par les porteurs de charge. La mise en contact de chaque semi-conducteur, initialement électriquement neutre, a provoqué la diffusion des électrons majoritaires de la région *n* vers la région *p* et réciproquement des « trous » majoritaires de la région *p* vers la région *n*. Dans la zone de contact, « trous » et électrons se recombinent,

laissant derrière eux des ions positifs côté *n* et des ions négatifs côté *p* ; d'où l'apparition de la différence de potentiel.

Tout se passe comme si l'on était en présence d'une chambre d'ionisation solide. Les matériaux de base les plus utilisés sont le germanium et le silicium, non en raison de propriétés spécifiques, mais simplement parce que leur fabrication a été rapidement développée pour les besoins de l'électronique.

Par rapport à une chambre d'ionisation gazeuse, le détecteur semi-conducteur offre deux avantages importants :

- un rendement de détection, à volume égal, beaucoup plus grand qu'une chambre d'ionisation à gaz (masse volumique environ 2 000 fois plus grande qu'un gaz à la pression atmosphérique) ;
- l'énergie moyenne nécessaire pour créer une paire électron-trou est d'environ 3 eV ; pour une même énergie cédée par le rayonnement, le semi-conducteur fournit sensiblement 10 fois plus de paires d'ions que la chambre d'ionisation à gaz avec une fluctuation statistique relative notablement plus faible (facteur 3 environ).

Le nombre d'électrons-trous créés étant proportionnel à l'énergie cédée par le rayonnement dans une large plage et une fluctuation statistique relativement faible font du semi-conducteur un excellent spectromètre. Deux inconvénients sont toutefois à signaler :

- très souvent, il est nécessaire de le refroidir pour obtenir des performances optimales ;
- il est encore difficile d'obtenir des détecteurs de gros volume à prix raisonnables.

Les semi-conducteurs sont essentiellement utilisés en spectrométrie lorsqu'il est nécessaire de travailler avec une bonne résolution en énergie. Ils sont maintenant également utilisés en dosimétrie opérationnelle.

Tous les détecteurs que nous venons d'examiner, associés à une électronique adaptée, peuvent :

- dénombrer les rayonnements incidents ;
- effectuer une spectrométrie pour certains ;
- mesurer un débit de dose absorbée dans d'autres cas.

### 6.1.4. Émulsions photographiques

C'est le plus simple et le plus ancien « détecteur » : en 1896, Henri Becquerel découvrit la radioactivité naturelle en constatant le noircissement de plaques photographiques stockées au voisinage d'un sel d'uranium.

L'émulsion photographique est constituée de suspension de grains de bromure d'argent (AgBr) cristallisés et d'ions $Ag^+$ interstitiels. L'interaction du rayonnement ionisant avec la suspension entraîne la libération d'électrons du brome qui conduisent à la réduction de l'argent interstitiel en lui cédant un $e^-$ : $Ag^+ + e^- \leftrightarrow Ag$. Il se forme donc un germe d'argent métallique, responsable de l'image latente. L'opération de développement permet d'augmenter considérablement le nombre des atomes d'argent jusqu'à former des grains métalliques. L'ensemble de ces derniers forme le noircissement de l'émulsion.

La densité optique mesure le noircissement de l'émulsion photographique comme l'illustre la figure 6.6. Elle peut être reliée à la dose absorbée grâce à une courbe d'étalonnage réalisée à l'aide de sources radioactives connues, permettant ainsi une mesure quantitative.

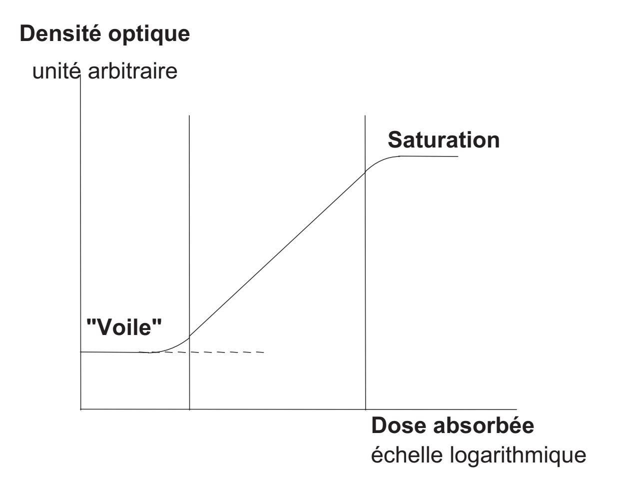



**Figure 6.6. Courbe de noircissement d'une émulsion photographique.**

Aux faibles doses, le « voile » impose un seuil de sensibilité de l'ordre de 0,2 mSv. Aux fortes doses intervient un effet de saturation, puis d'inversion, la plage d'utilisation se situe donc dans la partie « montante » de la courbe. En prenant des émulsions photographiques de sensibilités différentes, nous pouvons obtenir plusieurs plages d'utilisation.

À ce premier inconvénient (saturation, inversion) s'ajoute la grande dépendance de sa réponse en fonction de l'énergie du rayonnement électromagnétique et, en particulier, son hypersensibilité aux basses énergies (rayons X) : facteur 30 pour $E = 50$ keV.

Le film dosimètre sera donc disposé sous des écrans convenablement choisis afin d'obtenir une réponse tendant à être la plus indépendante de l'énergie, dans le domaine des énergies rencontrées en pratique. Étant sensible à la lumière, le film se présente dans une pochette étanche à cette dernière.

Le dosimètre photographique a été pendant longtemps le dosimètre passif le plus répandu, c'était d'ailleurs le seul dosimètre réglementaire. Il subit aujourd'hui le contre-coup de la révolution de la photographie numérique et est de plus en plus souvent remplacé par le dosimètre radioluminescent.

## 6.1.5. Détecteurs radioluminescents

### 6.1.5.1. Détecteurs radiothermoluminescents

La structure cristalline est un édifice ionique électriquement neutre et les ions sont répartis dans l'espace de façon régulière. Aucun électron ne se trouve dans la bande de conduction (voir paragraphe 6.1.3).

Sous l'action des rayonnements, certains électrons de la bande de valence vont être amenés dans la bande de conduction. Dans un cristal volontairement rendu imparfait, certains défauts sont des pièges à électrons énergétiquement proches de la bande de conduction dans lesquels vont tomber rapidement les électrons mis en mouvement par le rayonnement incident, comme l'illustre la figure 6.7.

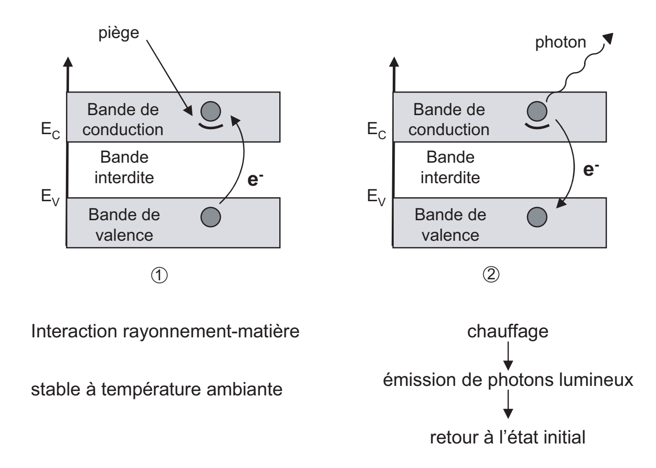



**Figure 6.7. Schéma du principe de fonctionnement des détecteurs radiothermoluminescents.**

Ces pièges sont stables à température ambiante mais les électrons peuvent retrouver leur état initial par simple chauffage (entre 110 °C et 260 °C selon les matériaux). Ce processus s'accompagne d'une émission de photons lumineux et la quantité de lumière émise varie avec la quantité d'énergie transférée au cristal par les rayonnements. Après étalonnage, la quantité de lumière recueillie peut être reliée à la dose absorbée.

Ces matériaux détecteurs, tels que le fluorure de lithium (FLi), sont utilisés pour mesurer la dose absorbée dans un domaine très large (50 µGy à 2 000 Gy). Ils sont considérés comme équivalents aux tissus vivants vis-à-vis des rayonnements électromagnétiques. De par leur faible volume, ils permettent également de faire d'excellentes mesures « au contact » et s'avèrent très utiles pour effectuer la dosimétrie des extrémités.

### 6.1.5.2. Détecteurs radiophotoluminescents

Le rayonnement de fluorescence émis par certaines substances placées en lumière ultraviolette présente des caractéristiques bien définies, qui se trouvent modifiées après irradiation. Par étalonnage, on peut relier la fluorescence du produit irradié (mesurée par un photomultiplicateur) avec la dose absorbée reçue. Ce sont des détecteurs souvent utilisés pour de fortes doses.

Ils présentent une sursensibilité pour les faibles énergies (facteur 2 à 3). Cet inconvénient peut être compensé par l'utilisation de filtres appropriés, selon la même technique que les films dosimètres.



### 6.1.6. Autres types de détecteurs

Après avoir présenté les détecteurs les plus fréquemment employés, nous allons étudier ceux d'usage plus spécifique.

#### 6.1.6.1. Détecteurs chimiques

Dans ces détecteurs, les ions produits par les rayonnements peuvent réagir chimiquement pour former de nouveaux composés dont la quantité est liée à l'énergie absorbée. Ce sont des détecteurs peu sensibles donc utilisables pour de fortes doses absorbées.

#### 6.1.6.2. Détecteurs solides de traces

Ces détecteurs permettent d'avoir accès individuellement à chaque interaction. Le milieu détecteur peut être minéral ou organique et se présente sous la forme d'une feuille très mince. Le long de sa trajectoire, le rayonnement particulaire produit des ionisations par chocs et crée des défauts (cristallins ou moléculaires). Il en résulte une image latente qui peut être étudiée par microscopie électronique. À l'aide de substances chimiques, on peut favoriser l'apparition de ces images.

Ces détecteurs sont utilisés pour les mesures passives du radon et de ses descendants (interaction alpha-matière).

D'autres détecteurs connaissent un développement récent notamment dans le domaine de la dosimétrie des neutrons. Les neutrons interagissent dans un gel en laissant des bulles (interaction neutron-matière). La dose est proportionnelle au nombre de bulles créées. La compression permet de remettre à zéro ces dosimètres.

## 6.2. L'électronique associée

Dans les scintillateurs, les détecteurs à gaz ou les semi-conducteurs, la détection d'un rayonnement se traduit par l'apparition d'un « paquet » d'électrons, nommé impulsion électrique. Si l'électronique adjointe traite ces impulsions isolément, l'appareil fonctionne en régime impulsionnel. S'il est effectué une moyenne des impulsions dans le temps, l'appareil récupère un courant électrique ; c'est un mode de fonctionnement en continu.

www.lemanip.com

### 6.2.1. Régimes de fonctionnement

#### 6.2.1.1. Mode de fonctionnement en impulsions

Les impulsions à traiter en électronique nucléaire apparaissent de manière aléatoire, puisque les impulsions sont le résultat de la désintégration radioactive aléatoire. La plupart

du temps, l'impulsion électrique est une impulsion de tension résultant du passage du paquet d'électrons, comme représentée dans la figure 6.8 :

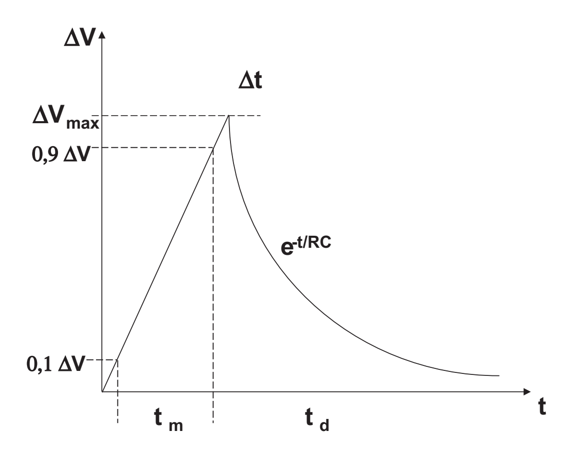



**Figure 6.8. Représentation d'une impulsion électrique en fonction du temps.**

La durée $\Delta t$ de l'impulsion se décompose en un temps de montée $t_m$ qui dépend essentiellement du milieu détecteur, et un temps de descente $t_d$ modulable par l'électronique adjointe. Le comptage du nombre d'impulsions permet le dénombrement des rayonnements ayant interagi avec le détecteur.

Pour les détecteurs à scintillations, à gaz ou pour les semi-conducteurs de qualité, nous avons vu que le nombre de charges collectées était proportionnel à l'énergie cédée par le rayonnement dans le détecteur. Dans le cas des impulsions de tension, avec une bonne électronique adjointe, on constate que l'amplitude maximale de l'impulsion est elle-même proportionnelle à l'énergie cédée. Dans ce cas, en plus du simple dénombrement, il devient possible de mesurer l'énergie des rayonnements (chaque fois que toute l'énergie du rayonnement incident peut être dissipée dans le détecteur).

#### *6.2.1.2. Mode de fonctionnement en continu*

Dans ce cas, l'électronique adjointe « intègre » les impulsions et restitue les valeurs moyennes du courant. Tout dénombrement est impossible. En revanche, dans certaines situations précises, le courant moyen peut être proportionnel à la dose absorbée au point de mesure.

### *6.2.2. Unités électroniques*

Ce paragraphe permet une description sommaire des différents composants d'une chaîne de mesure travaillant en impulsion, telle que représentée sur la figure 6.9.

Un **préamplificateur** est généralement placé directement après le détecteur. Il peut légèrement amplifier de façon proportionnelle les impulsions, dans le cas où celles-ci sont faibles. L'**amplificateur** augmente linéairement les impulsions provenant du préamplificateur. Le coefficient d'amplification est réglable de façon à ce que les impulsions, en sortie, restent dans la gamme de travail des unités électroniques situées en aval (0 à 10 V).

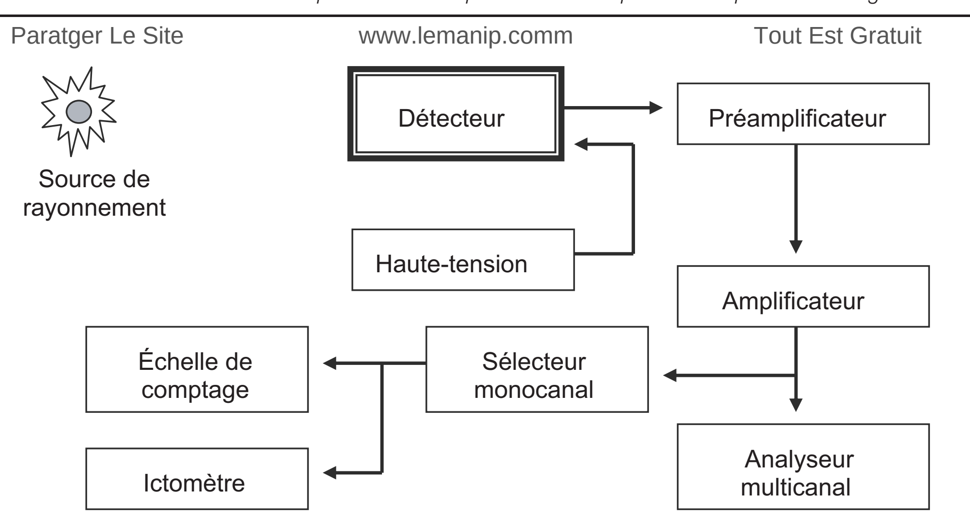



**Figure 6.9. Unités d'électronique nucléaire.**

Le **discriminateur** sélectionne les impulsions dont les amplitudes sont supérieures à une valeur donnée que l'on appelle seuil. Toute impulsion sélectionnée, quelle que soit son amplitude à l'entrée, donne naissance en sortie à une impulsion calibrée en hauteur et en temps.

Le **sélecteur monocanal** sélectionne les impulsions dont la hauteur est comprise entre deux valeurs. Il est composé par deux discriminateurs dont les seuils diffèrent légèrement.

Un **sélecteur multicanal** équivaut à *n* sélecteurs monocanaux de même largeur de bande $\Delta S$, montés en parallèle, deux sélecteurs consécutifs ayant des seuils dont les valeurs diffèrent de $\Delta S$. Ainsi un sélecteur 40 canaux permet de réaliser en un seul comptage le spectre en impulsion d'un radionucléide se désintégrant avec émission de particules de différentes énergies, et qui aurait nécessité 40 comptages avec un sélecteur monocanal.

Différents organes de sortie peuvent permettre de lire le contenu des canaux et de les retranscrire, soit sous forme chiffrée, soit sous forme d'une visualisation graphique.

L'**échelle de comptage** est un dispositif électronique permettant en général, soit de compter des impulsions pendant un temps donné, mesuré par un chronomètre électronique interne, soit d'indiquer le temps écoulé pour obtenir un nombre d'impulsions prédéterminé. Dans certaines circonstances, on est intéressé par la lecture directe du taux de comptage. Il est alors nécessaire d'utiliser une électronique permettant ce type de mesure appelée **ictomètre**. Avec un tel dispositif, il est impossible de maîtriser la précision de la mesure. Le taux de comptage sera lu de manière correcte quand sa valeur sera importante et de façon peu précise (fluctuations importantes du dispositif de lecture) pour de faibles valeurs.

L'association des unités électroniques décrites précédemment permet de réaliser des chaînes de détection. Tous les éléments constitutifs ne sont pas rigoureusement indispensables. Par exemple, le sélecteur monocanal n'est pas indispensable pour effectuer du dénombrement.

Dans le cas particulier où le détecteur est un compteur Geiger-Müller, étant donné la grandeur des impulsions délivrées, le préamplificateur est un simple adaptateur d'impédance, l'amplificateur est inutile ainsi que le sélecteur monocanal, pourvu qu'on dispose

d'un circuit simple de mise en forme et de calibration des impulsions (une telle chaîne est donc peu coûteuse et compétitive dans certains domaines tels que la détection des électrons énergétiques).

# 6.3. Principes de mesure

## *6.3.1. Dénombrement des rayonnements : mesure de la contamination*

### *6.3.1.1. Principe général de la mesure d'une activité*

La contamination résultant de la dissémination d'une substance radioactive peut se présenter sous forme surfacique et/ou atmosphérique, selon sa nature et sa forme physicochimique.

Chaque interaction d'un rayonnement y est alors associée, avec l'apparition d'un « paquet d'électrons » : **l'impulsion de charge**. En général, c'est l'impulsion de tension créée par le passage de l'impulsion de charge dans une résistance qui constitue le signal exploité.

Si l'unité de traitement électronique du signal associée au détecteur permet de compter le nombre d'impulsions *N*, recueillies pendant un temps *t* fixé, il est possible d'en déduire le taux de comptage *n* :

$$n = \frac{N}{t}$$

où *n* est en nombre d'impulsions par seconde ($i.s^{-1}$) et *t* en secondes (s).

La précision statistique de la détermination sera d'autant plus grande que le temps accordé à la mesure est important.

Si l'unité de traitement électronique du signal associée au détecteur mesure de façon instantanée le taux de comptage exprimé en impulsions par seconde, la précision statistique associée à la mesure n'est plus maîtrisée. Elle sera médiocre si le taux de comptage est faible et grande si le taux de comptage est élevé.

Pour passer d'une mesure en impulsion par seconde à une activité en becquerel, il convient d'effectuer chronologiquement les trois corrections suivantes :

– la perte au comptage due au temps de résolution, ou temps mort ;

– le mouvement propre de l'ensemble de détection ;

– le rendement de mesure.

### *6.3.1.2. Correction de perte au comptage due au temps de résolution*

Tout ensemble de détection possède un temps de résolution $\tau$, qui est égal à l'intervalle de temps minimum qui doit séparer deux événements détectés pour donner naissance à deux impulsions distinctes : en deçà de $\tau$, seul le premier événement est enregistré.

Nous distinguerons deux modèles de temps de résolution :

– certains ensembles de détection sont à temps de résolution cumulable ou reconductible. Lorsqu'une interaction consécutive à celle qui vient d'engendrer la formation du signal se produit pendant l'intervalle $\tau$, la durée d'occupation du détecteur est reconduite de $\tau$. De tels ensembles sont donc peu adaptés à la détection à très fort taux de comptage ;

– d'autres ensembles de détection sont à temps de résolution non cumulable ou fixe. Dans ce cas, le détecteur n'est pas affecté pendant la durée $\tau$ par toute interaction consécutive à celle qui engendre la formation du signal. La réponse obtenue en fonction du taux d'informations tendra alors vers une saturation (cas des compteurs de type Geiger-Müller).

  Pour ce type de détecteurs, le taux de comptage vrai $n_v$ est lié au taux mesuré $n_c$ par la relation suivante :

$$n_v = \frac{n_c}{1 - n_c \cdot \tau}$$



#### 6.3.1.3. Correction de mouvement propre de l'ensemble de détection

Elle consiste à retirer au taux de comptage précédent la part due au mouvement propre, c'est-à-dire le taux de comptage obtenu en l'absence de la source à mesurer.

Nous définirons le mouvement propre comme étant le signal obtenu, dû à la fois au rayonnement ambiant naturel et à l'électronique de comptage.

$$n = n_v - n_{mp}$$

#### 6.3.1.4. Correction de rendement de mesure

Par définition, l'activité $A$ recherchée est donnée par la relation :

$$A = \frac{n}{R}$$

où $n$ est le taux de comptage, en nombre d'impulsions par seconde, et $R$ le rendement du détecteur vis-à-vis du radionucléide considéré et dans les conditions géométriques adaptées.

Chez les constructeurs de matériel de radioprotection, le rendement est défini comme le rapport entre le nombre d'impulsions comptées et le nombre de rayonnements émis par la source sous $2\pi$ :

$$R_{(\text{sous } 2\pi)} = \frac{n}{\text{nombre de particules émises sous } 2\pi}$$

Le rendement de mesure est fonction de la distance entre la source et le détecteur, de la surface occupée par la source, et de la nature et de la géométrie du support sur laquelle elle se trouve.

Le rendement de mesure est généralement établi pour une source ponctuelle, déposée sur un support sans absorption, et au plus près de celle-ci. Dans le cas d'une source surfacique, il faudrait estimer le nombre de rayonnements « vus » par la surface utile du détecteur.

### 6.3.1.5. Estimation de l'activité

L'activité calculée peut permettre de déterminer une activité surfacique moyenne, à condition que la surface contaminée soit plus grande que la surface utile de détection $S$. Cela ne peut être réalisé que pour une source émettant des rayonnements particulaires. En effet, dans le cas d'une source émettant des rayonnements X ou gamma, ceux-ci peuvent provenir de l'extérieur de la surface mesurée.

Dans le cas d'une émission particulaire :

$$A_S = \frac{A}{S}$$

où $A_s$ est l'activité surfacique (en Bq.m$^{-2}$), $A$ l'activité (en Bq) et $S$ la surface de détection (en m$^2$).

Dans certains cas, le taux de comptage dû au mouvement propre est important en raison d'une exposition externe ambiante élevée et empêche d'effectuer un contrôle de contamination surfacique. Il convient alors d'effectuer un « frottis » de la surface avec un papier, linge ou coton imbibé en général d'un solvant volatil (alcool, éther) qui est contrôlé en un lieu où le mouvement propre est faible.

Mais il est important de noter qu'un contrôle négatif sur le papier peut signifier deux choses, soit l'absence de contamination, soit la présence d'une contamination fixée. Cependant, un contrôle positif ne peut permettre d'aboutir à une mesure de la valeur de la contamination surfacique, même si l'on a pris la précaution de frotter une aire connue, en raison de la mauvaise connaissance du rendement de frottis et de l'imprécision sur la valeur du rendement de détection.

Pour une contamination atmosphérique, la mesure consiste à évaluer l'activité piégée par filtration d'un volume d'air. Il faut alors disposer d'un ensemble de détection obligeant à un positionnement rigoureux du filtre par rapport au détecteur. Il est également nécessaire de connaître la valeur du rendement de filtration, du rendement de détection pour le radionucléide polluant dans le cas d'une source de même configuration pour évaluer l'activité.

L'appareil le plus adapté au contrôle des contaminations surfaciques (la contamination corporelle externe entre dans celle-ci) est un radiamètre que l'on peut équiper de différentes sondes afin d'optimiser le rendement, ce qui assure une sensibilité maximum. Un des appareils les plus utilisés dans le domaine de la radioprotection est Mini Ictomètre Portatif (MIP) de la société Canberra (Figure 6.10).




**Figure 6.10. MIP 10 (photo Canberra).**

### 6.3.1.6. Principaux détecteurs utilisés pour mesurer la contamination

Associé au MIP 10, les principaux détecteurs et leurs caractéristiques sont présentés dans le tableau 6.1. Les valeurs d'énergie indiquées sont issues de données expérimentales.

**Tableau 6.1. Sondes utilisées pour la mesure de contamination.**

| Sonde | Type de détecteur | Nature du détecteur | Domaine d'utilisation | Sensibilité aux autres rayonnements | Mouvement propre |
|---|---|---|---|---|---|
| **alpha** | Scintillation | SZn | α | - | 1 à 2 imp/min |
| **bêta faible énergie** | À gaz | Geiger-Müller | β, E > 30 keV | Tous les autres | 1 à 2 imp/s |
| **bêta** | Scintillation | Scintillateur plastique | β, E > 100 keV | X et γ | 1 à 2 imp/s |
| **X** | Scintillation | NaI mince (2mm) | X et γ E > 5 keV | β (électrons) | 10 à 20 imp/s |
| **gamma** | Scintillation | NaI épais (2 cm) | γ, E > 100 keV | - | 20 à 40 imp/s |

La figure 6.11 donne une représentation schématique d'une chaîne de mesure, utilisant un compteur Geiger-Müller.

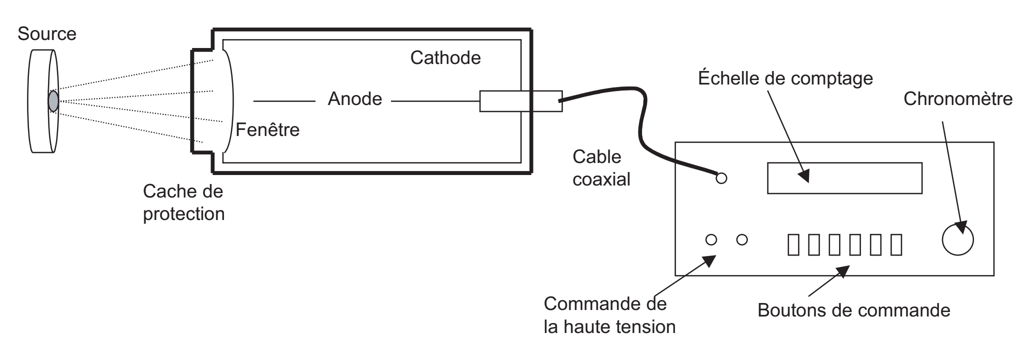



**Figure 6.11. Compteur Geiger-Müller.**

Ce détecteur est bien adapté pour le dénombrement et délivre une impulsion de grande amplitude, quel que soit le nombre d'ions primaires créés par le rayonnement incident. Il est donc très sensible, robuste et d'un emploi très universel.

## 6.3.2. Mesure en continu des rayonnements

### 6.3.2.1. Mesure du débit de dose absorbée

La mesure d'une dose absorbée dans les tissus permet, en général, de quantifier l'exposition une fois subie : c'est un constat *a posteriori*.

La mesure d'un débit de dose absorbée a, au contraire, un caractère prospectif car sa connaissance donne la possibilité d'estimer les doses absorbées qui seront reçues et éventuellement d'adopter des dispositifs de protection pour les limiter. Les appareils mesurant un débit de dose absorbée sont indispensables en radioprotection. Les plus répandus utilisent une chambre d'ionisation gazeuse.



### Chambre d'ionisation

La tension de fonctionnement d'une chambre d'ionisation varie de 60 à 300 V selon les dimensions de la chambre dont la géométrie peut être planaire ou cylindrique. Les chambres peuvent être scellées, à l'air libre, ou à circulation de gaz et peuvent fonctionner en intégration de charge ou en mesure du courant moyen d'ionisation.

Si le gaz de remplissage, qui peut être de l'air, se comporte de manière pratiquement identique à celle des tissus vis-à-vis des rayonnements chargés, la dose absorbée dans les tissus se déduit de celle dans le gaz par multiplication par un coefficient voisin de l'unité dont la valeur est pratiquement indépendante de l'énergie du rayonnement incident.

Dans le cas des rayonnements électromagnétiques, les interactions dans le gaz sont négligeables par rapport aux interactions dans la paroi du détecteur. Ce sont les électrons mis en mouvement par les rayonnements électromagnétiques dans la paroi qui ionisent le gaz.

Dans tous les cas où le volume gazeux n'est pas uniformément baigné par le champ de rayonnements, la mesure qui est effectuée est sous-estimée.

Dans le cadre des mesures en radioprotection, la chambre d'ionisation a un emploi fondamental pour les mesures des niveaux d'irradiation moyens, ce qui en fait un appareil incontournable.

La babyline 81 commercialisée par la société Canberra (Figure 6.12) est la version actuelle du débitmètre le plus célèbre. Il en existe d'autres modèles plus anciens.

La chambre d'ionisation possède un volume d'environ 500 $cm^3$ et est remplie d'air à la pression atmosphérique. Le matériau constituant la paroi est équivalent aux tissus. Grâce à la présence d'un capot amovible, elle permet d'effectuer la mesure de la dose absorbée dans les tissus à une profondeur de 70 μm (7 $mg.cm^{-2}$, profondeur correspondant à la couche basale de l'épiderme) ou à une profondeur de 3 mm (300 $mg.cm^{-2}$, profondeur correspondant au cristallin).

La gamme de mesure du débit de dose absorbée dans les tissus est comprise entre 10 $\mu Gy.h^{-1}$ environ et 1 000 $mGy.h^{-1}$.

### Compteur Geiger-Müller

L'électronique relativement simple du compteur Geiger-Müller et son coût en font un détecteur de plus en plus utilisé pour faire de la mesure de débit de dose. Pour éviter le problème du temps de résolution élevé induisant des pertes au comptage, une électronique particulière permettant une compensation de ce phénomène est associée au compteur. On utilise donc un Geiger-Müller dit « compensé ». Malgré la compensation, la réponse d'un tel type de détecteur n'est pas linéaire en fonction de l'énergie, à l'inverse d'une chambre d'ionisation.




**Figure 6.12. Babyline (photo Canberra).**

## Compteur proportionnel

Ce type de compteur, comme le FH40 de FAG distribué par APVL (Figure 6.13), permet la mesure des rayonnements électromagnétiques. Son amplification permet de descendre significativement jusqu'au niveau de l'irradiation naturelle : de 1 nSv.h$^{-1}$ à 1 Sv.h$^{-1}$.




**Figure 6.13. FH40 (photo APVL Ingénierie).**

Pour la mesure des neutrons rapides, les compteurs proportionnels utilisés sont à hélium-3 ou à trifluorure de bore. Ces derniers sont placés sous une épaisseur de polyéthylène qui permet d'assurer la modération. Pour le compteur à hélium-3, la réaction utilisée est la suivante :

$$^{3}_{2}\mathrm{He} + ^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow ^{1}_{1}\mathrm{H} + ^{3}_{1}\mathrm{H}$$

Les appareils les plus répandus permettent une mesure des neutrons rapides avec une gamme allant de 2 μSv.h$^{-1}$ à 200 mSv.h$^{-1}$. Le détecteur est placé sous cadmium au centre d'une sphère de 20 cm de polyéthylène.

Pour la mesure des neutrons thermiques, les compteurs proportionnels utilisés sont placés au centre de deux sphères modératrices plus petites que dans le cas précédent.

Les débits de dose équivalente varient de 1 μSv.h$^{-1}$ à 100 mSv.h$^{-1}$.

De nouveaux appareils respectant les facteurs de pondération issus de la CIPR60 viennent d'apparaître sur le marché.

### 6.3.2.2. Grandeurs opérationnelles

Les grandeurs de protection (dose efficace $E$, dose équivalente à l'organe $H_T$) ont le défaut de ne pas être mesurables. Afin de répondre à l'attente des organismes chargés de suivre les expositions des personnels, le concept de grandeurs opérationnelles a été introduit afin d'estimer de façon raisonnable les grandeurs de protection.

Ces grandeurs ont les caractéristiques suivantes :

– elles sont mesurables par des détecteurs de rayonnements externes ;

– elles sont des estimateurs généralement majorants de la dose efficace et des doses équivalentes aux organes ;

– pour des rayonnements, des énergies et des angles d'incidence différents, les valeurs de chacune de ces grandeurs sont additives.

Il existe 3 grandeurs opérationnelles :

– deux sont utilisées pour la dosimétrie de zone ou d'ambiance : **l'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ et l'équivalent de dose directionnel $H'(d, \Omega)$** ;

– la troisième est utilisée pour la dosimétrie individuelle : **l'équivalent de dose individuel** (ou équivalent de dose personnel) **$H_P(d)$**.

Ces grandeurs correspondent à l'équivalent de dose en un point situé à la profondeur $d$ dans un fantôme ou dans l'organisme humain, et vont dépendre de l'énergie du rayonnement et des conditions géométriques de l'exposition (orientation).

L'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ est la grandeur de référence pour les rayonnements fortement pénétrants dans le cas d'une dosimétrie d'ambiance. $H^*(d)$ est un bon estimateur de la dose efficace $E$.

La profondeur $d$ recommandée étant de 10 mm, nous pourrons écrire $H^*(10)$. Beaucoup de détecteurs utilisés pour la mesure des débits de dose sont étalonnés par rapport à $H^*(10)$.

L'équivalent de dose directionnel $H'(d, \Omega)$ est la grandeur utilisée pour les rayonnements faiblement pénétrants en dosimétrie d'ambiance. $H'(d, \Omega)$ est un estimateur de la

dose équivalente à la peau $H_{peau}$. Ainsi, la profondeur recommandée est de 0,07 mm. Nous écrirons donc $H^*(0{,}07, \Omega)$.

L'équivalent de dose individuel $H_P(d)$ est la grandeur utilisée dans le cas de la dosimétrie individuelle. Deux cas peuvent se présenter :

– dans le cas de rayonnements fortement pénétrants, la profondeur recommandée est de 10 mm : nous parlerons donc de $H_P(10)$, lequel est un bon estimateur de la dose efficace ;

– dans le cas de rayonnements faiblement pénétrants, la profondeur sera de 0,07 mm, nous parlerons de $H_P(0{,}07)$, lequel est un bon estimateur de la dose équivalente à la peau $H_{peau}$.

Les dosimètres portés à la surface du corps utilisés pour la dosimétrie du personnel sont étalonnés en fonction de $H_P(10)$ et de $H_P(0{,}07)$. Ce sont donc de bons estimateurs de la dose efficace et/ou de la dose équivalente à la peau. Ces dosimètres sont en général recouverts d'un matériau équivalent tissu.

La profondeur *d*, ou toute épaisseur d'un matériau donné, peut être représentée par l'épaisseur massique, exprimée en $g.cm^{-2}$ ou en $mg.cm^{-2}$.

*Exemples* :

– une profondeur *d* dans les tissus biologiques de 10 mm correspondra à une épaisseur massique de 1 000 $mg.cm^{-2}$ Il suffit de multiplier l'épaisseur par la densité du matériau en $g.cm^{-3}$.

10 mm = 1 cm

et 1 cm × 1 $g.cm^{-3}$ = 1 $g.cm^{-2}$ = 1 000 $mg.cm^{-2}$

– pour une profondeur d = 0,07mm dans les tissus biologiques, le calcul est le suivant :

0,07 mm = soit 0,007 cm

et 0,007 cm × 1 $g.cm^{-3}$ = 0,007 $g.cm^{-2}$ = 7 $mg.cm^{-2}$

La figure 6.14 permet de visualiser les relations existant entre les grandeurs physiques, les grandeurs opérationnelles et de protection.

### 6.3.3. Cumul du débit de dose : mesure de la dose absorbée

Mis à part les détecteurs à semi-conducteur, les détecteurs utilisés dans ce domaine ne peuvent mesurer qu'une dose absorbée. L'information mémorisée qu'ils contiennent ne peut être exploitée qu'à la fin de l'exposition, à l'aide d'appareils de lecture adaptés. Ces dosimètres sont dits « **à effet latent** » ou « **à lecture différée** ».

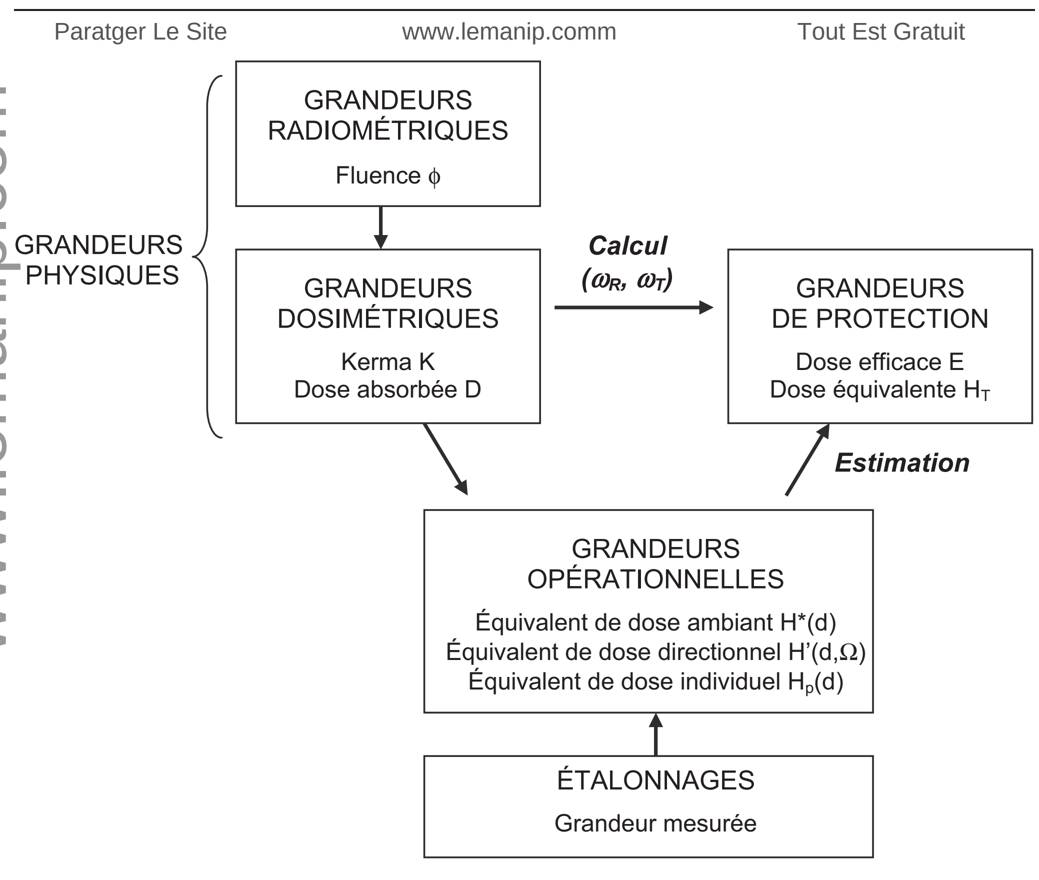



**Figure 6.14. Relations entre les grandeurs physiques, opérationnelles et de protection.**

### *6.3.3.1. Film photographique*

C'est l'instrument de dosimétrie passive qui a été le plus utilisé. Il a permis de comptabiliser les doses reçues par les travailleurs au niveau de la peau et au niveau de l'organisme entier. C'était jusqu'à la fin de l'année 1998 le dosimètre réglementaire en France.

Une image du film dosimètre PS1 distribué par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire basé à Fontenay-aux-Roses (IRSN-FAR/LSDOS) constitue la figure 6.15.

Ce dosimètre est d'un point de vue technologique, très élaboré. Les plages 200 µGy à 8 mGy et 6 à 300 mGy permettent d'effectuer les mesures de l'exposition mensuelle subie en situation normale par l'organisme en profondeur, grandeur notée *Hp*(10), la peau ou les extrémités. La lecture de la partie sans écran correspond à une mesure faite sous 20 mg.cm$^{-2}$ environ (épaisseur de la pochette contenant l'émulsion). Le boîtier correspondant à peu près à un équivalent tissus, pour les rayonnements électromagnétiques, de 300 mg.cm$^{-2}$. Les écrans permettent d'effectuer une analyse des rayonnements incidents.

Le boîtier et l'écran de 1,5 mm d'aluminium arrêtent tous les rayonnements électroniques d'énergie inférieure à 1,5 MeV. Les autres écrans d'épaisseurs et de natures variables permettent d'effectuer une « spectrométrie » des rayonnements électromagnétiques incidents principalement dans la plage dosimétrique la plus petite.




**Figure 6.15. Film dosimètre PS1 (photo IRSN).**

Pour une énergie d'une centaine de keV, une correction du noircissement mesuré doit être effectuée, pour tenir compte le plus exactement possible des grandes variations de la sensibilité des émulsions dans ce domaine ; à noter une hypersensibilité du film pour des énergies situées aux alentours de 50 keV. Il convient donc d'étalonner les films.

La plage 200 mGy à 8 Gy n'est lue qu'en cas d'accident d'exposition.

**Pour en savoir plus**

**Les différents filtres utilisés**

**Tableau 6.2. Les différents filtres utilisés dans les dosimètres photographiques.**

| Nature du filtre | Épaisseur massique |
|---|---|
| A sans écran | 0 |
| B matière plastique | 300 mg.cm$^{-2}$ |
| C aluminium (1,5 mm) | 405 mg.cm$^{-2}$ |
| D cuivre (0,2 mm) + aluminium (1,3 mm) | 528 mg.cm$^{-2}$ |
| E cuivre (0,6 mm) | 535 mg.cm$^{-2}$ |
| F cadmium (0,34 mm) + étain (0,6 mm) + plomb (0,4 mm) | 1 178 mg.cm$^{-2}$ |
| G étain (1 mm) + plomb (0,4 mm) | 1 178 mg.cm$^{-2}$ |

### *6.3.3.2. Détecteurs radioluminescents*

#### Détecteurs radiothermoluminescents (TLD)

L'usage des détecteurs radiothermoluminescents au FLi s'est largement répandu. Leur faible volume (quelques millimètres cubes) leur confère une aptitude particulière pour effectuer

certaines mesures telles que la dose absorbée « au contact » d'un récipient contenant une solution radioactive, la dose absorbée par certains doigts ou par la main au cours de manipulations, ou encore la dose absorbée dans de fins pinceaux de rayonnements.

Le numéro atomique moyen du FLi est proche de celui des tissus mous. Ce qui fait qu'avec un étalonnage approprié (en général les γ du cobalt-60), on peut mesurer directement la dose dans les tissus, quelle que soit l'énergie des rayonnements, avec toujours une légère hypersensibilité (+ 30 %) aux environs de 50 keV (effet photoélectrique).

Actuellement, ce dosimètre est réutilisable après lecture et l'information est détruite avec les systèmes automatisés. Un dosimètre bague FLi est représenté sur la figure 6.16.



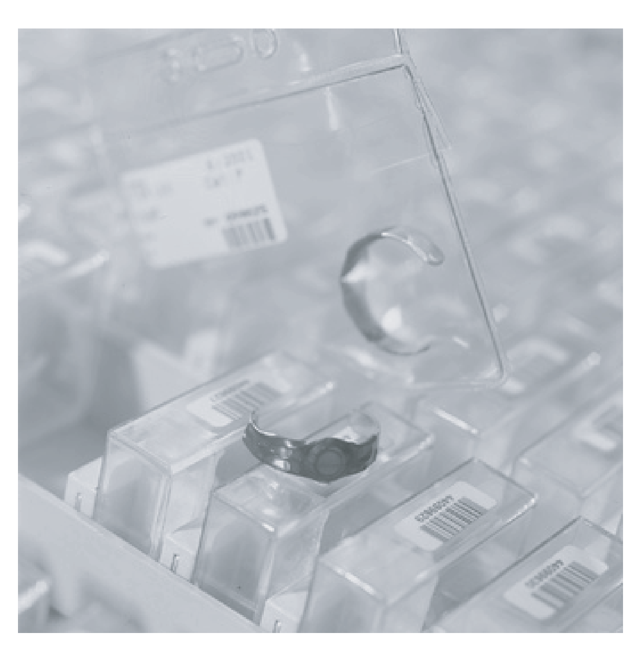


**Figure 6.16. Dosimètre bague FLi (photo IRSN).**

Les dosimètres FLi, enrichis en lithium-6, peuvent également être utilisés pour la mesure les neutrons thermiques. Cet atome possède une section efficace d'absorption neutronique très élevée. Il y a alors réaction entre les neutrons et le lithium :

$$^{6}_{3}\text{Li} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{4}_{2}\text{He} + ^{3}_{1}\text{H}$$

Les produits formés sont absorbés sur place et toute leur énergie contribue à la thermoluminescence.

### Détecteurs radiophotoluminescents (PLD)

Dans ce cas, le dosimètre est couplé avec une luminescence stimulée optiquement (dosimètre OSL). Ces dosimètres se partagent maintenant le marché de la dosimétrie passive individuelle avec les TLD.

#### 6.3.3.3. Détecteurs à semi-conducteur

Il existe maintenant des dosimètres qui donnent en temps réel la valeur de la dose cumulée et aussi du débit de dose équivalente (après utilisation du facteur de pondération). Ces appareils que l'on désigne sous le terme de « dosimètres opérationnels » ont permis un progrès sur le plan de l'optimisation en radioprotection. Leur port est obligatoire dans les zones dites contrôlées (voir le chapitre 9 « Réglementation en radioprotection »).

Lorsque l'exposition est importante et qu'elle peut varier de façon appréciable géographiquement ou temporellement, le port d'un dosimètre à lecture directe muni d'une alarme réglable est très intéressant. Ces appareils sont en général constitués d'un détecteur solide (silicium) qui mesure un débit d'équivalent de dose. Le système électronique associé permet de l'intégrer dans le temps. À tout instant, on peut donc lire le débit d'équivalent de dose et l'équivalent de dose reçu depuis la mise en fonctionnement. Cette dernière grandeur permet d'estimer la dose efficace.

Des seuils d'alarme peuvent être réglés par l'utilisateur en fonction de sa pratique. Ces dosimètres électroniques restent soumis à des conditions d'utilisations précises, vis-à-vis des gammes d'énergie et des débits d'équivalent de dose.

Les appareils vendus sur le marché permettent de mesurer soit les rayonnements électromagnétiques seuls ou associé aux rayonnements gamma de faible énergie, aux rayonnements bêta de forte énergie, ou aux neutrons. Leur limite de sensibilité est de 1µSv.

### 6.3.4. Mesure de la contamination atmosphérique

Si les mesures fixes d'exposition externe dans les installations reprennent des éléments identiques à ceux des appareils de terrain (chambre d'ionisation, compteur proportionnel ou compteur Geiger-Müller), il n'en est pas de même pour la mesure de la contamination atmosphérique qui se trouve être spécifique.

Pour les gaz, il est utilisé des chambres d'ionisation appelées chambres différentielles. Le gaz mesuré est introduit dans l'une des chambres puis est comparé avec l'autre chambre qui mesure l'exposition ambiante.

Ces appareils sont utilisés essentiellement pour mesurer les gaz rares et le tritium sous forme gazeuse. Ils peuvent être reliés à un tableau de contrôle des rayonnements.

Pour les aérosols, il existe des appareils de prélèvements où le résultat est connu après analyse du média filtrant. D'autres appareils plus complexes et plus onéreux donnent en temps réel une valeur de l'activité volumique. Ils sont appelés moniteurs de contamination atmosphérique ou balise de contamination. Il en existe également pour les mesures dans l'environnement.

La réglementation impose d'utiliser les appareils les plus simples au plus près des postes de travail. Ils doivent avoir un débit représentatif de celui des travailleurs. En général, ils fonctionnent avec un débit de 1,2 $m^3.h^{-1}$. Il est possible d'utiliser des appareils à fort débit pour s'assurer rapidement qu'il n'y a pas de contamination atmosphérique.

Le média filtrant doit être adapté au produit radioactif manipulé, comme par exemple les filtres « charbon » utilisés pour mesurer les iodes. L'appareillage de mesure des aérosols est illustré figure 6.17.

Les moniteurs de contamination atmosphérique sont munis d'un détecteur qui analyse en temps réel le dépôt des aérosols. La balise est reliée éventuellement à un tableau de



**Figure 6.17. Appareil de prélèvement des aérosols (photo MGP Instruments).**



contrôle des rayonnements. En général, ces appareils sont dotés d'une compensation de la radioactivité naturelle (radon) et ont un débit de prélèvement plus élevé que les précédents.

## 6.4. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Quel est l'appareillage électronique qui, couplé à un scintillateur, multiplie le nombre d'électrons ?**

**2. Que mesure-t-on avec une babyline :**

**a) munie de son capot de 300 mg.cm$^{-2}$ ?**
**b) sans son capot de 300 mg.cm$^{-2}$ ?**

**3. Donner l'exemple d'un cas où la babyline fournit une valeur erronée par sous-estimation du débit de dose absorbée ?**

**4. Quelle est la valeur seuil au-dessus de laquelle sont mesurées les doses équivalentes, reçues pour des films dosimètres courants ?**

**5. La réponse des émulsions photographiques est-elle indépendante de l'énergie des rayonnements ?**

**6. Quels sont les principaux dosimètres à lecture latente ?**

**7. Quelle est l'utilité des écrans présents dans les boîtiers des films dosimètres ?**

**8. Qu'appelle-t-on dosimètre à lecture directe ? Donner un exemple.**

**9. Quelle est la différence entre le dosimètre à lecture directe et le dosimètre à lecture latente ?**

**10. Quelles sont les utilisations des dosimètres radiothermoluminescents ?**

**11. En cas de contamination surfacique de nature inconnue, quel type d'appareil doit-on utiliser pour faire le contrôle ?**

**12. Les dosimètres électroniques sont attribués de manière individuelle. À partir de quelle valeur (en général) enregistre-t-on la dose reçue ?**

**a) 100 μSv**
**b) 10 μSv**
**c) 1 μSv**
**d) 0,1 μSv**

**13. Vous disposez d'un détecteur à sondes multiples et les quatre sondes suivantes : alpha, bêta faible énergie, X, gamma. Quelle sonde devez-vous utiliser, pour détecter dans les meilleures conditions une contamination surfacique en milieu humide due à de l'américium-241 qui se désintègre par désintégration alpha et émet un gamma de 60 keV ?**

**14. Vous disposez d'un détecteur à sondes multiples et les trois sondes suivantes : bêta faible énergie, gamma, alpha. Quelle sonde pouvez-vous utiliser, pour détecter dans les meilleures conditions une contamination surfacique due au tritium qui se désintègre par émission bêta moins avec une énergie très faible (18 keV) ?**

**15. Vous disposez d'un détecteur à sondes multiples et d'une sonde gamma. Votre mesure sur un échantillon vous donne 63 imp/s. Sachant que le bruit de fond est égal à 20 imp/s, votre échantillon a-t-il des possibilités d'être radioactif ?**

**16. Sur quel mode d'interaction fonctionnent les sondes à scintillations ?**

**❐ ionisation ❐ spallation ❐ fission ❐ excitation**

**17. Sur quel mode d'interaction fonctionnent les détecteurs à gaz ?**

**❐ ionisation ❐ spallation ❐ fission ❐ excitation**

**18. Sur quel mode d'interaction fonctionnent les film dosimètres ?**

**❐ ionisation ❐ spallation ❐ fission ❐ excitation**

**19. Sur quel mode d'interaction fonctionnent les dosimètres radiothermoluminescents ?**

**❐ ionisation ❐ spallation ❐ fission ❐ excitation**

**20. Pour mesurer une contamination, les détecteurs fonctionnent sur le principe de :**
**❐ cumul et moyenne des impulsions (mode courant)**
**❐ transformation en chaleur**
**❐ dénombrement des rayonnements (mode impulsionnel)**

**21. Un appareil effectuant une mesure de débit de dose mesure des :**

**❐ mSv/h ❐ mGy/h ❐ mBq/s**

**22. Un appareil effectuant une mesure de débit de dose vous donne une valeur en mSv/h. À quels types de rayonnements pouvez-vous avoir affaire ?**

❒ **alpha** ❒ **bêta** ❒ **gamma** ❒ **neutron**

***Réponse 1* :** Le photomultiplicateur.

***Réponse 2* :**

**a)** Le débit de dose absorbée à une profondeur de 3 mm (épaisseur correspondant au cristallin).
**b)** Le débit de dose absorbée à une profondeur de 70 µm (épaisseur correspondant à la couche basale de l'épiderme).

***Réponse 3* :**

Dans tous les cas où le volume sensible de la chambre d'ionisation n'est pas baigné de façon uniforme par le champ de rayonnements (fins pinceaux de rayonnements par exemple).

***Réponse 4* :** $H = 0{,}1$ mSv

***Réponse 5* :** non

***Réponse 6* :**

Le film dosimètre, les dosimètres radiothermoluminescents, les dosimètres radiophotoluminescents.

***Réponse 7* :**

Ils permettent d'analyser le champ de rayonnements (nature et énergie des rayonnements incidents) auquel le film a été soumis.

***Réponse 8* :**

Un dosimètre est dit à lecture directe lorsque le couplage détecteur/dispositif de lecture est réalisé. Le dosimètre opérationnel est un exemple de dosimètre à lecture directe.

***Réponse 9* :**

Le dosimètre à lecture directe donne immédiatement l'information. Il faut développer les dosimètres à lecture latente pour obtenir l'information.

***Réponse 10* :**

Ils permettent de mesurer la dose absorbée au « contact » d'une source radioactive. Ils permettent également de faire une dosimétrie plus précise des doses équivalentes absorbées reçues par les extrémités et sont également de plus en plus utilisés à des fins de dosimétrie passive pour le corps entier.

***Réponse 11* :**

Un appareil à sondes multiples de façon à pouvoir effectuer un contrôle avec chaque sonde spécifique à chaque type de rayonnement.

***Réponse 12* :** 10 µSv

***Réponse 13* :** La sonde X.

***Réponse 14* :** Aucune.

***Réponse 15 :***

Oui car la valeur nette est égale à 43 imp/s et le bruit de fond a été multiplié par 3. Au-dessus de 40 imp/s, on peut considérer que l'échantillon est potentiellement radioactif.

***Réponse 16 :***

❒ ionisation ❒ spallation ❒ fission ■ excitation

***Réponse 17 :***

■ ionisation ❒ spallation ❒ fission ❒ excitation

***Réponse 18 :***

■ ionisation ❒ spallation ❒ fission ❒ excitation

***Réponse 19 :***

❒ ionisation ❒ spallation ❒ fission ■ excitation

***Réponse 20 :***

❒ cumul et moyenne des impulsions (mode courant)
❒ transformation en chaleur
■ dénombrement des rayonnements (mode impulsionnel)

***Réponse 21 :***

❒ mSv/h ■ mGy/h ❒ mBq/s

***Réponse 22 :***

❒ alpha ■ bêta ■ gamma ■ neutron

# 7 Protection contre l'exposition externe

Hugues Bruchet, Sandrine Jourde



## Introduction et définitions de base

Dans ce chapitre, nous verrons qu'il existe trois grands principes de protection contre l'exposition externe. Ces concepts qui relèvent surtout du bon sens peuvent trouver une application grâce à l'utilisation de formules de calcul, empiriques ou non. L'objectif présent sera donc d'utiliser la relation adéquate, en fonction de la nature ou de l'énergie du rayonnement étudié et bien entendu d'appliquer ces conclusions afin d'optimiser la protection au niveau du poste de travail.

En guise d'introduction, il convient de faire le point sur les concepts suivants : toute personne soumise à l'action des rayonnements ionisants subit une **exposition**. Il en existe deux types :

– l'**exposition externe** résultant de sources radioactives situées en dehors de l'organisme ;

– l'**exposition interne** résultant de sources radioactives situées à l'intérieur de l'organisme (l'exposition interne fera l'objet du chapitre suivant).

L'exposition externe peut être **globale** si elle concerne l'ensemble de l'organisme de façon homogène, ou **partielle** si une ou plusieurs parties ou organes sont exposés.

Nous appellerons **exposition totale** la somme des expositions externe et interne.

Enfin, nous pouvons noter dès à présent que l'exposition externe cesse dès que l'utilisateur est suffisamment éloigné des sources radioactives tandis que l'exposition interne dure tant que les sources de rayonnements n'ont pas été évacuées de son organisme. Cette différence fondamentale sera étudiée plus en détail dans le chapitre 8 « Protection contre l'exposition interne ».

## 7.1. Principes de protection contre l'exposition externe

Dans le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière », nous avons vu que la dose absorbée *D* reçue par une personne à un poste de travail est le produit du débit de dose absorbée par le temps de présence. Cette relation est également valable pour la dose équivalente *H*.

Il importera en radioprotection que cette dose soit la plus faible possible, compte tenu du coût de la protection à mettre en œuvre. Pour cela, nous pourrons :

– soit réduire le **temps** d'exposition ;

– soit réduire le **débit de dose** absorbée.

Si la réduction du temps d'exposition est un paramètre qui apparaît comme évident, la réduction du débit de dose absorbée se conçoit d'après la définition de la dose absorbée : pour des rayonnements ionisants de même nature et de même énergie, la dose absorbée en un point est proportionnelle au nombre de particules ou de rayons qui pénètrent dans l'élément de masse considéré.

Il en résulte que le débit de dose absorbée est proportionnel au nombre de particules ou de rayons qui entrent dans cet élément de masse par unité de temps, donc qu'il est proportionnel à l'activité de la source.

Pour réduire ce nombre, outre la diminution des quantités de radionucléides manipulées, nous pourrons utiliser deux moyens :

– soit augmenter la **distance** entre la source et l'opérateur ;

– soit interposer un **écran** entre la source et l'opérateur.

Ainsi les trois grands principes de protection contre l'exposition externe sont souvent résumés de la façon suivante :

– **temps** ;

– **distance** ;

– **écran**.

## 7.2. Réduction du temps d'exposition

Les mesures à mettre en œuvre sont des mesures de bon sens. Elles peuvent être résumées comme suit :

- préparer soigneusement le travail à effectuer :
  - réunir tout le matériel nécessaire à la manipulation et le réserver à cette tâche, c'est-à-dire ne pas l'utiliser pour une autre manipulation surtout si celle-ci se fait « à froid » (sans utilisation de rayonnements ionisants) ;
  - utiliser des matériels adaptés et performants ;
  - effectuer une répétition en simulation pour vérifier toute la manipulation : nous parlerons d'essai « à blanc » ;
- prendre en compte les expériences acquises dans les manipulations antérieures ;
- si nécessaire, partager le temps d'intervention entre plusieurs personnes.

Il est à noter que les moyens de réduction du temps d'exposition ne peuvent se concevoir que dans une optique globale de radioprotection. En effet, ces mesures peuvent interférer sur la réduction du débit de dose avec la distance et/ou avec les écrans. Par exemple, une manipulation donnée réalisée sans utilisation d'écrans de protection peut être intéressante du point de vue de la réduction du temps d'exposition mais pas de celui de la réduction du débit de dose absorbée, et probablement pas non plus au niveau de l'exposition du manipulateur !

# 7.3. Réduction du débit de dose absorbée

## 7.3.1. Variation du débit de dose avec la distance

La distance est un moyen de protection efficace en cas d'utilisation de rayonnements présentant un risque en exposition externe : rayonnements électromagnétiques de type γ et X, électrons d'énergie supérieure à 100 keV et neutrons.

Les électrons d'énergie inférieure à 100 keV et les particules α ne présentent pas de risque en exposition externe car ils sont incapables de transférer de l'énergie au-delà de la couche morte de la peau et donc d'atteindre la couche basale de l'épiderme.

### 7.3.1.1. Cas des photons X ou γ

Cas d'une source ponctuelle

Dans la pratique, les sources radioactives sont souvent assimilables à des sources ponctuelles.

Cette assimilation est possible si la distance source-opérateur ou source-détecteur est grande au regard des dimensions de la source.

Ainsi nous considérerons qu'une source est ponctuelle si la distance source-opérateur ou source-détecteur est au moins 5 fois plus grande que la plus grande dimension de la source (longueur dans le cas d'une source linéique ou diamètre dans le cas d'une source surfacique).

Dans le cas où la distance source-opérateur est seulement 2 fois plus grande que la dimension principale de la source, l'assimilation à une source ponctuelle entraîne une erreur par excès sur le calcul du débit de dose absorbée au niveau de l'opérateur inférieure à 5 %. Cette approximation est tout à fait intéressante du point de vue de la radioprotection (Figure 7.1).

Considérons maintenant une source ponctuelle $S$ et deux sphères $S_1$ et $S_2$ dont les trajectoires dessinent deux cercles centrés en $S$, de rayons $d_1$ et $d_2$ respectivement.

Dans la mesure où nous pouvons négliger les interactions de ce rayonnement avec l'air, tous les rayons gamma émis par la source $S$ qui traversent la première sphère vont atteindre la seconde. Nous pouvons donc écrire :

$$n_\gamma = \Phi_1 . 4\pi . (d_1)^2 = \Phi_2 . 4\pi . (d_2)^2$$

où :

– $n_\gamma$ est le taux d'émission d'un rayonnement γ d'énergie $E_\gamma$, émis par la source (voir chapitre 1 « Radioactivité ») ;

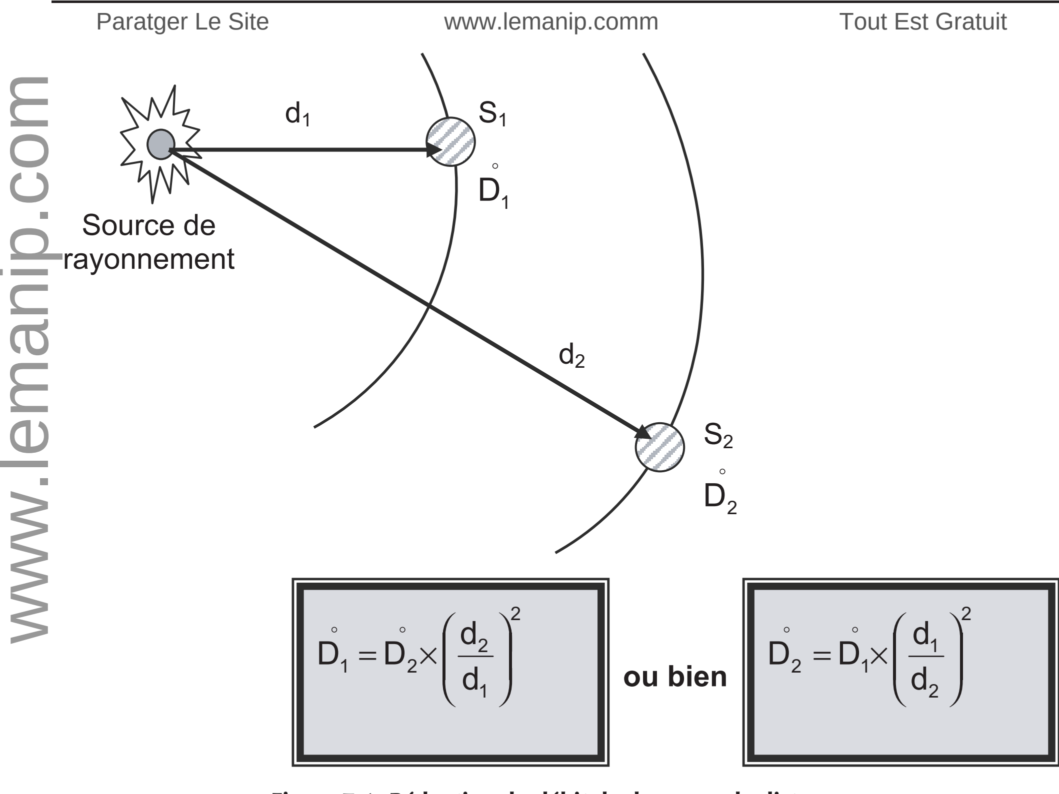



**Figure 7.1. Réduction du débit de dose avec la distance.**

– $\Phi_1$ et $\Phi_2$ sont les débits de fluence (nombre de rayons $\gamma$ traversant l'unité de surface par unité de temps) aux distances $d_1$ et $d_2$

Comme la dose absorbée en un point est proportionnelle au nombre de rayons atteignant ce point, les débits de dose absorbée $\overset{\circ}{D}_1$ et $\overset{\circ}{D}_2$ seront respectivement proportionnels aux débits de fluence $\Phi_1$ et $\Phi_2$. D'où :

$$\overset{\circ}{D}_1.4\pi.(d_1)^2 = \overset{\circ}{D}_2.4\pi.(d_2)^2$$

En faisant le rapport entre les deux termes de cette égalité, nous obtenons :

$$\frac{\overset{\circ}{D}_1}{\overset{\circ}{D}_2} = \left(\frac{d_2}{d_1}\right)^2$$

Ce qui peut aussi s'écrire :

$$\overset{\circ}{D}_1.(d_1)^2 = \overset{\circ}{D}_2.(d_2)^2 \quad \text{ou bien} \quad \overset{\circ}{D}_2 = \overset{\circ}{D}_1.\left(\frac{d_1}{d_2}\right)^2$$

Le débit de dose absorbée en un point est proportionnel à l'inverse du carré de la distance séparant ce point du point source.

*Exemples* :

Le débit de dose mesuré à 2,5 m d'une source ponctuelle émettant un rayonnement γ a pour valeur $\overset{\circ}{D}_1 = 20$ mGy.h$^{-1}$. Calculons sa valeur à 5 mètres et à 50 centimètres :

– à 5 mètres :

$$\overset{\circ}{D}_2 = \overset{\circ}{D}_1 . \left(\frac{d_1}{d_2}\right)^2 \Rightarrow \overset{\circ}{D}_2 = 20 \times \left(\frac{2{,}5}{5}\right)^2$$

d'où $\overset{\circ}{D}_2 = 5$ mGy.h$^{-1}$

– à 50 centimètres :

$$\overset{\circ}{D}_2 = \overset{\circ}{D}_1 . \left(\frac{d_1}{d_2}\right)^2 \Rightarrow \overset{\circ}{D}_2 = 20 \times \left(\frac{2{,}5}{0{,}5}\right)^2$$

d'où $\overset{\circ}{D}_2 = 500$ mGy.h$^{-1}$

La loi précédente montre que l'éloignement est un moyen efficace de protection, mais elle indique également que le débit de dose absorbée croît rapidement lorsqu'on se rapproche des sources :

il ne faut donc **jamais** saisir une source avec les doigts mais utiliser plutôt un système de protection tel qu'une pince à distance.

### Débit de dose absorbée à 1 mètre d'une source ponctuelle

Si le débit de dose absorbée en un point est proportionnel au nombre de photons X ou γ arrivant en ce point, il est également proportionnel à leur énergie.

La formule empirique suivante permet de calculer le débit de dose dans les tissus humains à 1 mètre d'une source ponctuelle d'activité *A* émettant un rayonnement γ ou X d'énergie *E* avec une intensité d'émission *I* (voir chapitre 1 « Radioactivité ») :

$$\overset{\circ}{D} = 1{,}3.10^{-10} \times A \times E \times \frac{I}{100}$$

où :

– $\overset{\circ}{D}$ est donc le débit de dose absorbée dans les tissus humains à 1 mètre (en mGy.h$^{-1}$) ;

– *A* est l'activité de la source ponctuelle (en Bq) ;

– *E* est l'énergie du rayonnement (en MeV) ;

– *I* est l'intensité d'émission (en %).

Pour une énergie *E* comprise entre 300 keV et 1,5 MeV, l'erreur relative commise en utilisant cette relation est inférieure à 10 %.

Pour une énergie comprise entre 65 keV et 300 keV ou entre 1,5 MeV et 2 MeV, elle est supérieure à 10 %, mais n'excède pas 30 %.

Cette relation, associée à la loi de variation du débit de dose absorbée en fonction de la distance permet de calculer ce débit de dose à une distance quelconque d'une source ponctuelle, connaissant les caractéristiques du ou des radionucléides manipulés.

*Exemples* :

– Calculons le débit de dose absorbée à 1 mètre dans les tissus humains d'une source ponctuelle d'un produit radioactif ayant les caractéristiques suivantes :

$$E = 1 \text{ MeV}, \quad I = 100\ \%, \quad A = 1 \text{ GBq}$$

$$\mathring{D} = 1{,}3.10^{-10} \times 10^{9} \times 1 \times \frac{100}{100} = 0{,}13 \text{ mGy.h}^{-1}$$

– Calculons le débit de dose absorbée à 1,5 mètre dans les tissus d'une source de cobalt-60 ayant une activité de 37 GBq. Les caractéristiques de la source sont les suivantes :

$^{60}$Co – $E_{\gamma 1} = 1{,}17$ MeV, $I_{\gamma 1} = 100$ %
– $E_{\gamma 2} = 1{,}33$ MeV, $I_{\gamma 2} = 100$ %

Calculons d'abord le débit de dose absorbée à 1 mètre d'après la formule empirique précédente :

$$\mathring{D}_{\gamma 1} = 1{,}3.10^{-10} \times 37.10^{9} \times 1{,}17 \times \frac{100}{100} = 5{,}62 \text{ mGy.h}^{-1}$$

$$\mathring{D}_{\gamma 2} = 1{,}3.10^{-10} \times 37.10^{9} \times 1{,}33 \times \frac{100}{100} = 6{,}39 \text{ mGy.h}^{-1}$$

d'où

$$\mathring{D} \text{ à 1 mètre} = 5{,}62 + 6{,}39 = 12{,}01 \text{ mGy.h}^{-1} = 12 \text{ mGy.h}^{-1}$$

Nous en déduisons la valeur à 1,5 mètre d'après la formule du débit de dose proportionnel à l'inverse du carré des distances :

$$\mathring{D}_{1,5} = \mathring{D}_{1} \times \left(\frac{1}{1{,}5}\right)^{2} = 12 \times \left(\frac{1}{1{,}5}\right)^{2} = 5{,}33 \text{ mGy.h}^{-1}$$

## Cas général

Nous avons examiné jusqu'ici le cas des sources ponctuelles placées dans un espace semi-infini d'air. En pratique :

– si les sources ne sont pas ponctuelles, la loi en $1/d^2$ n'est pas applicable et dans le cas de sources de grandes dimensions, une loi en $1/d$ est plus proche de la réalité ;

– si la source de rayonnements électromagnétiques est située dans une pièce dont les dimensions sont du même ordre de grandeur que la distance source-opérateur, celui-ci est exposé non seulement au rayonnement qui l'atteint en direct mais aussi au rayonnement diffusé (Figure 7.2).

Le rayonnement est dit diffusé s'il résulte de la diffusion du rayonnement direct sur les matériaux rencontrés. Ce rayonnement peut subir plusieurs diffusions successives : nous parlerons alors de rayonnement de première, deuxième, troisième diffusion... Il faut noter qu'à chaque diffusion, le rayonnement diffusé est dégradé en énergie par rapport au rayonnement incident.

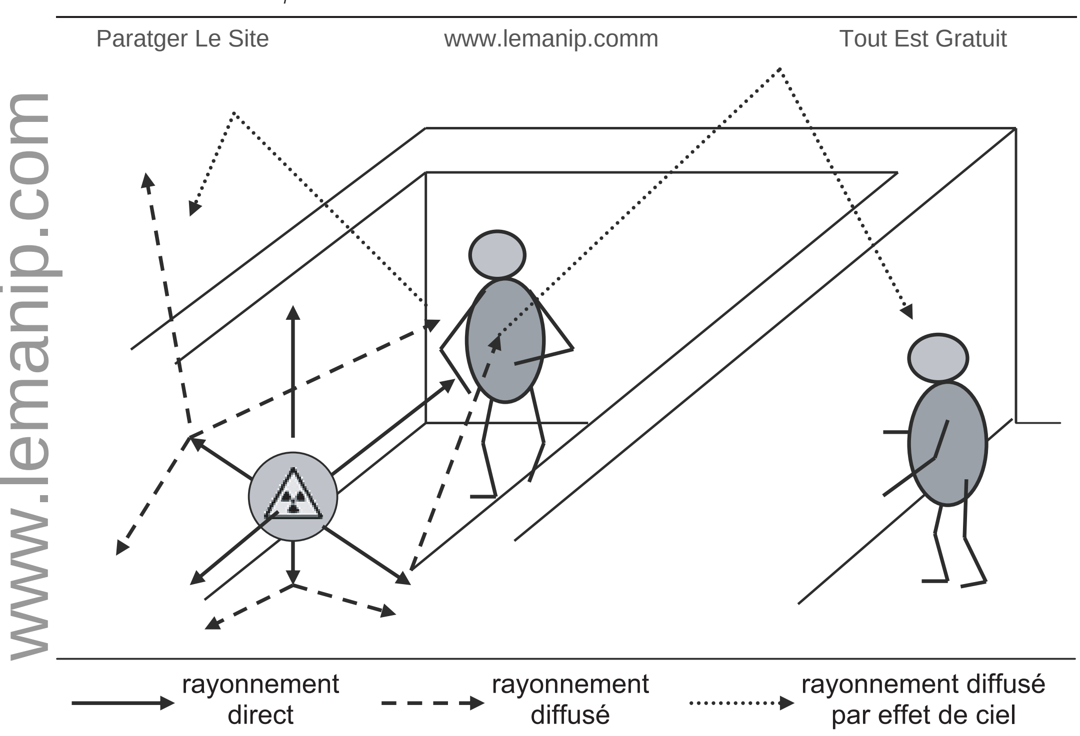



**Figure 7.2. Rayonnement direct et rayonnement diffusé.**

Concrètement, le rayonnement diffusé a pour origine les interactions par effet Compton et par production de paires (annihilation des positons créés).

Dans la plupart des cas, le débit de dose absorbée auquel est soumis l'expérimentateur est donc supérieur à la valeur calculée à l'aide des relations précédentes.

Un cas particulier du rayonnement diffusé est l'effet de ciel, lequel correspond à un rayonnement diffusé par l'air au-dessus d'un mur de protection.

### *7.3.1.2. Cas des particules* $\beta^-$

Il est rappelé que nous ne considérerons que les particules $\beta^-$ d'énergie supérieure à 100 keV, les seules capables d'atteindre la couche basale de l'épiderme provoquant un risque d'exposition externe.

Dans ce cas présent, la loi en $1/d^2$ donnant le débit de dose absorbée en fonction de la distance ne s'applique pas. En effet, l'air constitue un écran et contribue à l'atténuation du rayonnement. Le débit de dose absorbée pourra être calculée soit à partir de courbes types (Figure 7.3), soit à partir de formules empiriques dont nous donnerons un exemple simple dans ce qui va suivre.

La figure 7.3 ci-après donne la valeur du débit de dose absorbée dans l'air en fonction de l'énergie maximale des particules β à 10 cm et à 1 m d'une source ponctuelle dont le taux d'émission $n$ est égal à $3{,}7.10^7$ $\beta.s^{-1}$.

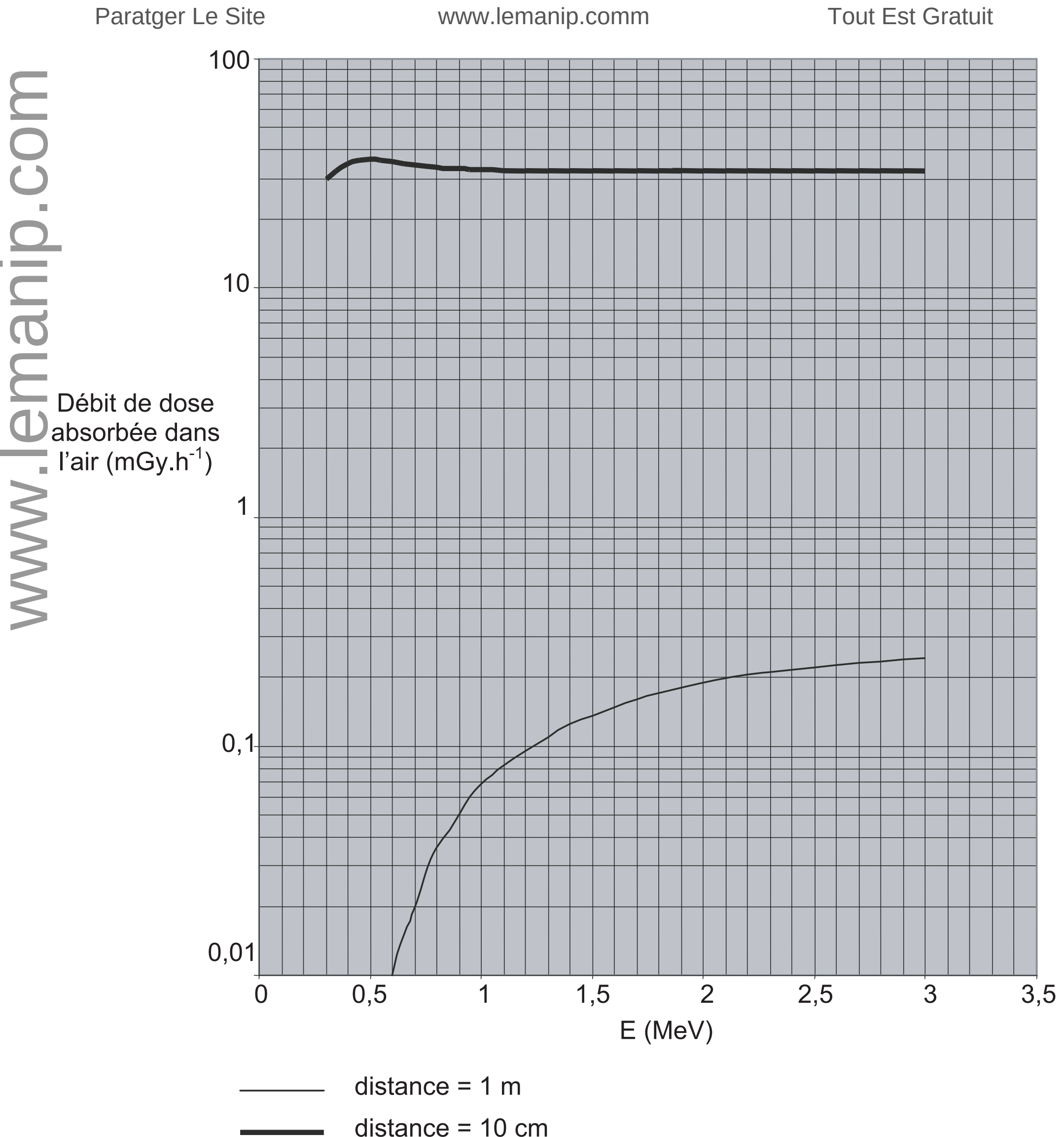



**Figure 7.3. Évolution du débit de dose absorbée à 10 cm et 1 m pour une source $\beta^-$ de $3{,}7.10^7$ $\beta.s^{-1}$ en fonction de l'énergie.**

À la distance de 10 cm, nous remarquons que pour une énergie $E$ supérieure à 300 keV, le débit de dose absorbée $\mathring{D}$ est indépendant de $E$ et a pour valeur 33 mGy.h$^{-1}$ environ.

Il existe une relation empirique issue de cette propriété qui permet de calculer le débit de dose absorbée à 10 cm d'une source émettrice $\beta^-$ valable pour une énergie supérieure à 300 keV :

$$\mathring{D} = 9.10^{-7} \times A \times \frac{I}{100}$$

où :

– $\overset{\circ}{D}$ est le débit de dose absorbée dans les tissus humains à 10 cm (en $mGy.h^{-1}$) ;

– $A$ est l'activité de la source ponctuelle (en Bq) ;

– $I$ est l'intensité d'émission (en %).

*Exemples* :

– Calculons le débit de dose absorbée à 10 centimètres en $mGy.h^{-1}$ d'une source ponctuelle émettrice $\beta^-$ d'un produit radioactif ayant les caractéristiques suivantes :

$$E = 1 \text{ MeV}, \quad I = 100~\%, \quad A = 1 \text{ GBq}$$

$$\overset{\circ}{D} = 9.10^{-7} \times 10^9 \times \frac{100}{100} = 900 \text{ mGy.h}^{-1}$$

– Comparons maintenant la valeur de ce débit de dose absorbée avec celui induit par une source émettrice $\gamma$ ayant les mêmes caractéristiques :

Ce calcul a été effectué dans le paragraphe 7.3.1.1 à une distance de 1 mètre et donnait la valeur suivante : 0,13 $mGy.h^{-1}$.

Utilisons la loi en $1/d^2$ donnant le débit de dose en fonction de la distance pour obtenir la valeur à 10 cm :

$$\overset{\circ}{D}_{10\,\text{cm}} = \overset{\circ}{D}_{1\,\text{m}} \times \left(\frac{100}{10}\right)^2 = 0{,}13 \times \left(\frac{100}{10}\right)^2 = 13 \text{ mGy.h}^{-1}$$

Le rapport entre les débits de dose $\beta$ et $\gamma$ sera donc :

$$\frac{\overset{\circ}{D}_\beta}{\overset{\circ}{D}_\gamma} = \frac{900}{13} \approx 69$$

Nous constatons que pour une énergie de 1 MeV, une activité et une intensité d'émission identiques, le débit de dose absorbée à 10 cm de la source induit par un rayonnement $\beta$ est considérablement plus grand que celui dû à un rayonnement $\gamma$ (rapport voisin de 70).

L'exposition des mains doit donc être particulièrement surveillée en cas de manipulation d'une source émettant un rayonnement $\beta$. De même, il est bon de se souvenir qu'une contamination de la peau (voire même d'un gant) de 37 $kBq.cm^{-2}$ (soit seulement $3{,}4.10^{-12}$ g de phosphore-32 par exemple, voir le chapitre 1 « Radioactivité ») induit un débit de dose absorbée au niveau de la couche basale de l'épiderme de 70 $mGy.h^{-1}$ !

#### 7.3.1.3. Cas des particules $\beta^+$

Dans le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière », nous avons vu que toute source émettrice $\beta^+$ devra être considérée comme une source $\beta$ et émettrice de photons d'énergie $E$ égale à 511 keV avec une intensité d'émission $I$ double de celle des particules $\beta^+$.

Les calculs de débit de dose absorbée utiliseront donc les mêmes lois et relations que celles vues précédemment.

*Exemple* :

– Calculons le débit de dose absorbée à 10 cm de la source suivante :

source de sodium-22 d'activité $A$ égale à 0,5 GBq.

Caractéristiques de l'émission :

$$E_{\beta^+_{max}} = 546 \text{ keV}, \; I_{\beta^+} = 90 \;\%, \; I_{CE} = 10 \;\%$$

*Remarque* : nous négligerons les phénomènes de réarrangement du cortège suite à la capture électronique (CE).

Calculons d'abord le débit de dose dû aux particules $\beta^+$ :

$$\mathring{D}_\beta = 9.10^{-7} \times 0{,}5.10^9 \times \frac{90}{100} = 405 \text{ mGy.h}^{-1}$$

Calculons maintenant le débit de dose dû aux photons : l'intensité d'émission des photons sera égale à $I = 2 \times I_{\beta+} = 2 \times 90 = 180$ %

Nous en déduisons :

$$\mathring{D}_{1\,m} = 1{,}3.10^{-10} \times 0{,}5.10^9 \times 0{,}511 \times \frac{180}{100} = 0{,}06 \text{ mGy.h}^{-1}$$

$$\mathring{D}_{10\,cm} = \mathring{D}_{1\,m} \times \left(\frac{100}{10}\right)^2 = 0{,}06 \times \left(\frac{100}{10}\right)^2 = 6 \text{ mGy.h}^{-1}$$

Le débit de dose global à 10 cm sera donc égal à :

$$\mathring{D} = \mathring{D}_\beta + \mathring{D}_{photons} \approx 405 + 6 \approx 411 \text{ mGy.h}^{-1}$$

### 7.3.2. Protection par les écrans

La nature et l'épaisseur de l'écran à mettre en place dépendent de différents facteurs :

– le type et l'énergie du (des) rayonnement(s) ;

– l'activité de la source ;

– la valeur jusqu'à laquelle l'exposition doit être abaissée (cas des rayonnements électromagnétiques).

Certains types de rayonnements particulaires ne justifient pas l'utilisation d'écrans car ils n'induisent pas de risque en exposition externe : ainsi nous ne traiterons pas dans ce chapitre le cas des particules α qui ont un parcours très faible dans les tissus biologiques (quelques dizaines de micromètres) ce qui est inférieur à l'épaisseur constituée par les cellules mortes de l'épiderme.

Les rayonnements électroniques d'énergies inférieures à 100 keV tels que le tritium ($E_{\beta\,max}$ = 19 keV) sont également arrêtés par les cellules mortes et ne nécessitent donc pas non plus l'interposition d'écran.

Ainsi nous traiterons exclusivement dans ce chapitre des rayonnements électromagnétiques, des particules β d'énergies supérieures à 100 keV et des neutrons.

### 7.3.2.1. Cas des photons X ou γ

#### Matériaux utilisés

Les rayonnements électromagnétiques X ou γ interagissent dans la matière principalement par effets photoélectrique, Compton et production de paires (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »). Nous avons vu que lors de l'interaction par effet Compton, un rayonnement électromagnétique diffusé était créé. Nous considérerons ce processus comme défavorable du point de vue de la radioprotection.

Pour se protéger, **nous utiliserons donc des écrans de matériaux de forts numéros atomiques** pour limiter les interactions par effet Compton et favoriser celles par effet photoélectrique. L'exemple de matériau le plus courant est le **plomb** (exemples : châteaux de stockage, poubelles blindées, enceintes blindées, etc.).

Néanmoins, d'autres matériaux sont utilisés en fonction des applications (l'eau pour son faible coût et sa facilité d'utilisation dans le cas des piscines de stockage dans les centrales nucléaires, les différents bétons pour la construction de casemates...).

En règle générale dans la pratique, les écrans doivent être placés aussi près que possible des sources radioactives pour diminuer le poids et le coût de la protection.

#### Loi d'atténuation pour un faisceau parallèle monoénergétique : cas simplifié

Considérons un faisceau parallèle et monoénergétique d'un rayonnement électromagnétique traversant normalement un écran d'épaisseur $x$ (dans le cas d'une source ponctuelle, un faisceau parallèle ne peut être généré que si cette source est située infiniment loin de l'écran). Nous avons vu dans le chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière » que connaissant le nombre de rayons incidents $N_0$, nous pouvions écrire :

$$N = N_0 e^{-\mu x}$$

$N$ étant le nombre de rayonnements n'ayant subi aucune interaction dans la traversée de l'écran et μ le coefficient d'atténuation linéique.

De la même manière, si $\overset{\circ}{D}_0$ est le débit de dose absorbée à l'entrée de l'écran et $\overset{\circ}{D}$ le débit de dose absorbée à la sortie, dû aux rayons émergeants dans la direction initiale avec l'énergie initiale (donc n'ayant pas interagi), alors nous pouvons écrire :

$$\overset{\circ}{D} = \overset{\circ}{D}_0 e^{-\mu x}$$

Nous rappelons que la valeur μ dépend de la nature du matériau constituant l'écran et de l'énergie du rayonnement électromagnétique (μ a les dimensions de l'inverse d'une longueur).

Le tableau constituant l'annexe I donne les valeurs de μ en fonction de l'énergie dans les principaux matériaux utilisés pour atténuer les rayonnements électromagnétiques.

*Exemples* :

– Nous souhaitons utiliser un écran en fer de 2 cm d'épaisseur pour atténuer un rayonnement électromagnétique ayant une énergie égale à 0,5 MeV. Sachant que le débit de dose $\mathring{D}_0$ avant l'écran est égal à 0,2 mGy.h$^{-1}$, calculons la valeur du débit de dose $\mathring{D}$ derrière l'écran :

Sur le tableau en annexe I, nous lisons : $\mu = 0{,}65$ cm$^{-1}$

D'où :

$$\mathring{D} = \mathring{D}_0 \times e^{-\mu x} = 0{,}2 \times e^{-0{,}65\times 2} = 0{,}054 \text{ mGy.h}^{-1} = 54\ \mu\text{Gy.h}^{-1}$$

– Calculons maintenant l'épaisseur de plomb nécessaire pour atténuer d'un facteur 2 le débit de dose absorbée $\mathring{D}$ d'un rayonnement électromagnétique d'énergie 1 MeV.

Sur le tableau en annexe I, nous lisons : $\mu = 0{,}739$ cm$^{-1}$

D'où :

$$\mathring{D} = \mathring{D}_0 \times e^{-\mu x} \Leftrightarrow \frac{\mathring{D}}{\mathring{D}_0} = e^{-\mu x} \Leftrightarrow \ln\left(\frac{\mathring{D}_0}{\mathring{D}}\right) = \mu x \Leftrightarrow x = \frac{\ln\left(\frac{\mathring{D}_0}{\mathring{D}}\right)}{\mu}$$

Ce qui donne $x = \frac{\ln 2}{0{,}739} = 0{,}94$ cm.

Cette valeur x correspond en fait à l'**épaisseur moitié** du plomb pour une énergie de 1 MeV.

On appelle épaisseur moitié notée $x_{1/2}$, pour un matériau donné et une énergie déterminée, l'épaisseur permettant d'atténuer le débit de dose absorbée d'un facteur 2.

Ainsi avec 2 épaisseurs moitié, nous obtenons une atténuation d'un facteur $2^2$ ou 4, avec 3 épaisseurs moitié, l'atténuation est d'un facteur $2^3$ ou 8, avec 4 épaisseurs moitié, d'un facteur $2^4$ ou 16, etc. Avec $n$ épaisseurs moitié, l'atténuation sera d'un facteur $2^n$.

D'après l'exercice précédent, l'épaisseur moitié, également appelée couche de demi-atténuation (CDA) est donnée par la formule suivante :

$$x_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu}$$

De la même façon, nous pourrons définir une **épaisseur dixième** notée $x_{1/10}$ pour un matériau donné et une énergie déterminée. Elle correspondra à l'épaisseur de ce matériau qui permet d'atténuer le débit de dose absorbée d'un facteur 10, et pourra être calculée à partir de la relation ci-dessous. Il faudra n épaisseurs dixième pour obtenir une atténuation de $10^n$.

$$x_{1/10} = \frac{\ln 10}{\mu}$$

De ce fait, il existe une relation entre épaisseur moitié et épaisseur dixième :

$$\frac{x_{1/10}}{x_{1/2}} = \frac{\ln 10}{\ln 2} \Leftrightarrow x_{1/10} = \frac{\ln 10}{\ln 2}.x_{1/2} \Leftrightarrow x_{1/10} = 3{,}32\ x_{1/2}$$

Nous pourrons également écrire que : $x_{1/2} = 0{,}3\ x_{1/10}$

La connaissance des épaisseurs moitié et dixième permet d'effectuer rapidement des calculs d'atténuation.

*Exemple* :

Ainsi si nous souhaitons connaître l'épaisseur de plomb permettant de réduire la valeur du débit de dose absorbée d'un facteur 40, toujours pour un rayonnement électromagnétique d'énergie égale à 1 MeV, nous pouvons procéder de la manière suivante :

40 correspond à $2^2 \times 10$ : nous en déduisons que l'épaisseur recherchée est égale à deux épaisseurs moitié plus une épaisseur dixième.

$$x_{1/10} = 3{,}32\ x_{1/2} = 3{,}32 \times 0{,}94 = 3{,}12 \text{ cm}$$

$$\text{et} \qquad x = 2 \times 0{,}94 + 3{,}12 = 5 \text{ cm}$$

Des valeurs d'épaisseurs moitié et d'épaisseurs dixième sont regroupées dans le tableau 7.1.

**Tableau 7.1. Quelques valeurs d'épaisseurs moitié et d'épaisseurs dixième pour divers matériaux et radionucléides.**

| | Plomb | | Tungstène | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| **Radionucléide** | $X_{1/2}$ | $X_{1/10}$ | $X_{1/2}$ | $X_{1/10}$ | | |
| $^{99m}$Tc (141 keV) | 0,03 | 0,1 | 0,02 | 0,07 | | |
| $^{201}$Tl (71 et 167 keV) | 0,04 | 0,12 | 0,03 | 0,09 | | |
| $^{18}$F (511 keV) | 0,41 | 1,35 | 0,27 | 0,91 | | |
| | **Plomb** | | **Fer** | | **Béton** | |
| **Radionucléide** | $X_{1/2}$ | $X_{1/10}$ | $X_{1/2}$ | $X_{1/10}$ | $X_{1/2}$ | $X_{1/10}$ |
| $^{137}$Cs (662 keV) | 0,65 | 2,2 | 1,6 | 5,4 | 4,9 | 16,3 |
| $^{60}$Co (1173 et 1333 keV) | 1,1 | 4,0 | 2,0 | 6,7 | 6,3 | 20,3 |

## Loi d'atténuation pour un faisceau parallèle monoénergétique : cas général

En réalité, seuls les rayonnements ayant interagi dans l'écran par effet photoélectrique sont définitivement arrêtés. L'écran est source de rayonnements diffusés (principalement dus à l'effet Compton), d'énergies inférieures à l'énergie initiale, émis dans des directions diverses, dont une partie contribue à augmenter le débit de dose absorbée en un point quelconque derrière l'écran (Figure 7.4). C'est pourquoi la formule précédente donnant l'atténuation doit être corrigée par un facteur multiplicatif supérieur à 1, appelé **facteur d'accumulation en dose** que l'on note $B_D$ ou « *build up factor* ».

$$\mathring{D} = \mathring{D}_0 \times B_{D\infty} \times e^{-\mu x}$$

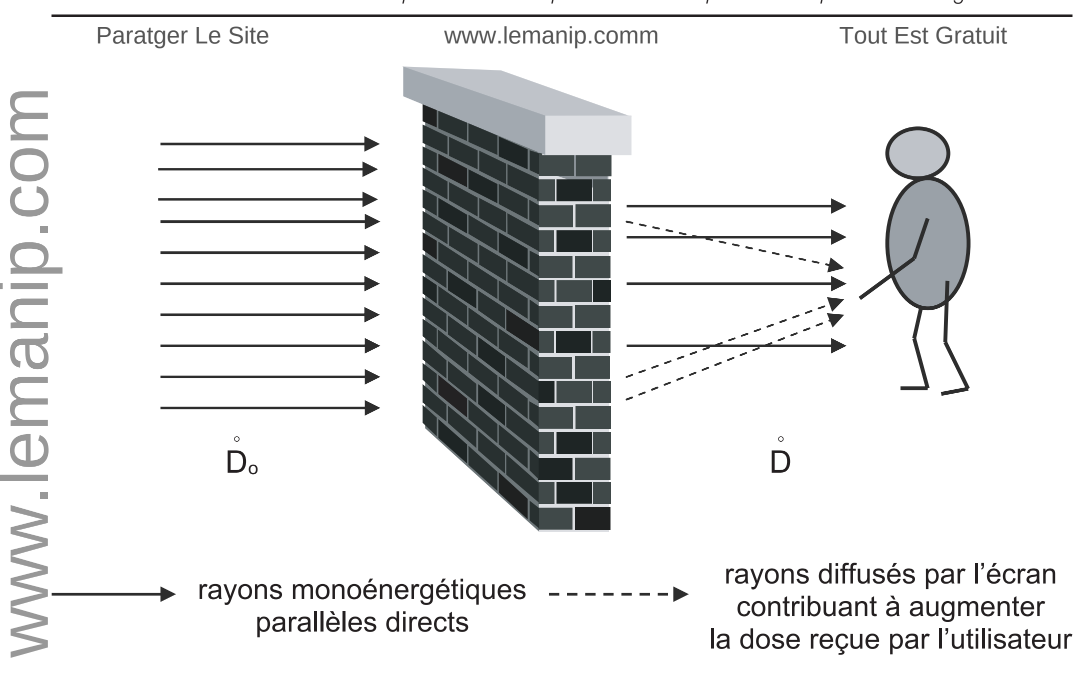



**Figure 7.4. Atténuation d'un faisceau parallèle monoénergétique de rayonnements électromagnétiques.**

$B_D$ dépend :

– de l'énergie des photons ;

– de la nature et des dimensions de l'écran ;

– de la situation du point de mesure ;

– de l'environnement.

Le calcul de $B_D$ dans chaque situation particulière est donc infaisable. Nous lui substituerons une valeur majorée, notée $B_{D\infty}$ obtenue dans le cas d'un milieu semi-infini, éliminant ainsi les paramètres géométriques. $B_{D\infty}$ n'est alors fonction que du produit $\mu x$. Les tableaux donnés en annexes II, III et IV rassemblent les valeurs de $B_{D\infty}$ respectivement dans le béton, le plomb et l'eau pour différentes valeurs de $\mu x$ en fonction de l'énergie du rayonnement électromagnétique.

*Exemple* :

Reprenons l'exemple envisagé au paragraphe précédent où nous avions calculé que 5 cm de plomb atténuait le débit de dose absorbée d'un facteur 40 pour un rayonnement électromagnétique d'énergie 1 MeV. L'objectif est de déterminer quel est le nouveau facteur d'atténuation si nous tenons compte, cette fois-ci, de la diffusion dans l'écran de plomb (facteur $B_{D\infty}$).

Sur le tableau en annexe I, nous lisons : $\mu = 0{,}739\ \text{cm}^{-1}$

Donc le produit $\mu x$ est égal à : $\mu x = 0{,}739 \times 5 = 3{,}7$

La valeur du facteur $B_{D\infty}$ est obtenue en effectuant une interpolation de la manière suivante :

Nous lisons sur le tableau en annexe II que pour E = 1 MeV :

$$\mu x = 3 \text{ correspond à une valeur : } B_{D\infty} = 2{,}00$$
$$\mu x = 4 \text{ correspond à une valeur : } B_{D\infty} = 2{,}25$$

Pour une variation de $\mu x$ égale à 1, $B_{D\infty}$ varie donc de 0,25.

D'où pour une variation de $\mu x$ égale à 0,7, $B_{D\infty}$ varie de : $0{,}7 \times 0{,}25 = 0{,}175$.

Nous en déduisons :

$$B_{D\infty} = 2{,}00 + 0{,}175 = 2{,}175 = 2{,}18$$

Calculons maintenant la valeur de l'atténuation :

$$\mathring{D} = \mathring{D}_0 \times B_{D\infty} \times e^{-\mu x} \Leftrightarrow \frac{\mathring{D}}{\mathring{D}_0} = B_{D\infty} \times e^{-\mu x} \Leftrightarrow \frac{\mathring{D}_0}{\mathring{D}} = \frac{1}{B_{D\infty} \times e^{-\mu x}} = \frac{1}{2{,}18 \times e^{-3{,}7}} \approx 18{,}6$$

Le débit de dose absorbée ne sera, en réalité, atténué que d'un facteur 19 environ si nous interposons 5 cm de plomb. Les phénomènes de diffusion dans l'écran ne sont donc pas à négliger dans ce cas : d'ailleurs il sera toujours préférable d'en tenir compte pour effectuer ce genre de calcul.

### 7.3.2.2. Cas des particules $\beta^-$

Les particules β peuvent être totalement absorbées dans les écrans (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »). Pour se protéger, il suffit donc de mettre en place un écran dont l'épaisseur est supérieure ou égale à la portée du rayonnement électronique considéré.

Toutefois lorsqu'elles passent au voisinage d'un noyau, elles subissent un changement de direction et un freinage : l'énergie absorbée est rayonnée sous forme de photons qui constituent le rayonnement de freinage.

L'énergie convertie en rayonnement de freinage croît proportionnellement avec le numéro atomique Z du matériau constituant l'écran et l'énergie *E* des particules β. En général pour des β d'énergie maximale inférieure à 2,5 MeV, la création de rayonnement de freinage est peu importante, surtout dans les matériaux légers.

Il conviendra donc de limiter ce phénomène de freinage, défavorable du point de vue de la radioprotection. Pour ce faire, **nous utiliserons des écrans constitués de matériaux de faible numéros atomiques**.

Les matériaux les plus utilisés sont le **plexiglas**, le verre et l'aluminium.

*Pour mémoire : 1 cm de Plexiglas arrête tous les $\beta^-$ d'énergie inférieure ou égale à 2 MeV.*

Dans la pratique, il existe peu de radionucléides émetteurs β purs (les plus connus étant : carbone-14, phosphore-32, soufre-35, strontium-yttrium-90, etc.). Nous avons rassemblé dans le tableau 7.2 des valeurs de portée dans le plexiglas pour quelques radionucléides émetteurs β purs.

La plupart des radionucléides sont émetteurs βγ. Dans ce cas, c'est la protection contre les rayonnements γ qui est recherchée. Il en est de même pour les émetteurs $\beta^+$ comme nous l'avons vu au paragraphe 7.3.1.3.

**Tableau 7.2. Portée dans le plexiglas de quelques émetteurs « bêta pur » (d'après *Radionucléides et Radioprotection*, D. Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc, EDP Sciences, 2006).**

| Radionucléide | $E_{\beta\,max}$ (keV) | Portée dans le plexiglas (mm) |
|---|---|---|
| $^{14}C$ | 157 | 0,3 |
| $^{35}S$ | 168 | 0,3 |
| $^{32}P$ | 1 710 | 6,2 |
| $^{90}Sr$ - $^{90}Y$ | 2 284 | 9,2 |

### 7.3.2.3. Cas des neutrons

Il existe peu de moyens pour absorber des neutrons de forte énergie, ces derniers devant d'abord être ralentis.

Le ralentissement s'effectue par chocs successifs sur les noyaux de la substance traversée : il s'agit du phénomène de diffusion. La perte d'énergie par diffusion est d'autant plus importante que ces noyaux sont légers (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »).

Les matériaux ralentisseurs utilisés seront donc riches en atomes d'hydrogène, comme par exemple l'eau, la paraffine, certains bétons.

Une fois ralentis, les neutrons peuvent être absorbés. Certains noyaux comme le bore ou le cadmium absorbent les neutrons lents, il en résulte l'émission d'un autre rayonnement, en général un rayonnement γ. Il convient ensuite de se protéger contre ce rayonnement γ.

Comme pour les rayonnements γ, les neutrons ont une loi d'atténuation exponentielle (voir chapitre 2 « Interactions rayonnements-matière »). De même, il est possible de définir des épaisseurs moitié et dixième.

Le tableau 7.3 ci-après présente des valeurs d'épaisseurs dixième pour des neutrons thermiques dans quelques matériaux.

**Tableau 7.3. Valeurs d'épaisseur dixième pour les neutrons thermiques dans quelques matériaux.**

| Matériau | $X_{1/10}$ |
|---|---|
| Fe | 2,3 |
| Pb + 5% Cd | 0,5 |
| Cd | 0,02 |
| FLi | 0,055 |

## 7.4. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Quelle est la différence entre exposition externe et exposition interne ?**

**2. Pourquoi le rayonnement alpha n'entraîne-t-il pas de risque en exposition externe ?**

**3. Quels sont les trois moyens pratiques permettant de réduire l'exposition externe d'un individu ?**

**4. Quand peut-on considérer une source comme ponctuelle ?**

**5. Citer quelques actions permettant de réduire le temps d'exposition d'un individu.**

**6. Comment évolue, avec la distance, le débit de dose absorbée dû au rayonnement électromagnétique émis par une source ponctuelle ?**

**7. À courte distance, pour un même taux d'émission, quel type de rayonnement, $\beta^-$ ou $\gamma$, délivre le débit de dose le plus élevé ?**

**8. Une source ponctuelle $\gamma$ délivre un débit de dose absorbée de 460 $\mu$Gy.h$^{-1}$ à 1 m. Quel sera le débit de dose absorbée à 50 cm ? Même question pour une distance de 3 m ?**

**9. Le débit de dose absorbée, dû au rayonnement gamma émis par une source ponctuelle, mesuré à 30 cm de la source a pour valeur 400 $\mu$Gy.h$^{-1}$. À quelle distance de la source le débit de dose absorbée sera-t-il égal à 16 $\mu$Gy.h$^{-1}$ ?**

**10. Le débit de dose absorbée à 2 m d'une source ponctuelle émettant des rayonnements $\gamma$ est de 125 $\mu$Gy.h$^{-1}$.**

**a) Quelle est la valeur du débit de dose absorbée à 1,5 m ?**
**b) Même question à 3 m.**
**c) À quelle distance le débit de dose absorbée vaudra-t-il 10 $\mu$Gy.h$^{-1}$ ?**

**11. Quel est le débit de dose absorbée à 1 mètre d'une source ponctuelle d'activité 370 GBq émettant des photons de 1,5 MeV avec une intensité d'émission de 80 % ?**

**12. Quel est le débit de dose absorbée à 10 cm d'une source ponctuelle d'activité 370 MBq émettant des particule $\beta^-$ de 1,7 MeV ($E_{max}$) avec une intensité d'émission de 100 % ?**

**13. Y a-t-il un critère concernant la nature des matériaux à utiliser lorsqu'on veut mettre en place un écran de protection contre le rayonnement émis par une source se désintégrant uniquement par émission bêta moins ?**

**14. Quelle épaisseur de plomb peut atténuer d'un facteur 1 000 environ le débit de dose absorbée, sachant que l'épaisseur moitié du plomb pour l'énergie du rayonnement considéré est de 2 mm.**

**15. Donner la relation qui lie l'épaisseur dixième à l'épaisseur moitié. En déduire l'épaisseur de la protection de plomb à mettre en œuvre pour réduire à 25 $\mu$Gy.h$^{-1}$ un débit de dose absorbée dû au rayonnement direct dont la valeur initiale était de 2 mGy.h$^{-1}$.**

**On donne la valeur de l'épaisseur moitié du plomb vis-à-vis du rayonnement considéré : 4 mm.**

**16. On désire mettre en place une protection de plomb qui permettrait de réduire d'un facteur 20 la dose absorbée au poste de travail d'un opérateur. Sachant que pour le rayonnement gamma considéré, le coefficient d'atténuation linéique du plomb a pour valeur $\mu$ = 0,9 cm$^{-1}$ et que la valeur du « *build up factor* » (facteur d'augmentation en dose) est B = 1,75, calculer l'épaisseur de plomb nécessaire.**



www.lemanip.com

**17. La réaction $^{27}$Al(n,p)$^{27}$Mg sur l'aluminium est à l'origine de la création d'un émetteur β γ dont les caractéristiques sont les suivantes :**

| Rayonnement | Énergie *E* en keV | Intensité d'émission *I* en % |
|---|---|---|
| $\beta^-$ | 1 750 | 70 |
| | 1 590 | 30 |
| γ | 840 | 70 |
| | 1 010 | 30 |

**Quel est le débit de dose à 10 cm de cette source de rayonnements dont l'activité a été estimée à 25 GBq (nous considérerons que cette source est ponctuelle) ?**

***Réponse 1* :**

Dans le cas d'une exposition externe, la source de rayonnements ionisants est à l'extérieur de l'individu alors que dans le cas d'une exposition interne, elle est à l'intérieur.

Il en résulte que l'exposition externe cesse dès que l'utilisateur est suffisamment éloigné des sources, tandis que l'exposition interne dure tant que les sources de rayonnements n'ont pas été évacuées de l'organisme.

***Réponse 2* :**

Le rayonnement alpha est arrêté dans quelques centimètres d'air (< 5 cm) ou quelques dizaines de micromètres de tissus biologiques (< 50 μm).

Il est donc « arrêté » dans la couche de cellules mortes de la peau : il libère toute son énergie au niveau de cellules mortes et n'interagit pas avec les cellules sensibles de la peau.

***Réponse 3* :**

- temps,
- distance,
- écran.

***Réponse 4* :**

Généralement, une source est considérée comme ponctuelle si la distance source-utilisateur est au moins 5 fois supérieure à sa plus grande dimension.

***Réponse 5* :**

- préparer le travail à effectuer (rassembler le matériel, outillage adéquat, systèmes à démontage rapide, essais à blanc...) ;
- tirer les leçons des interventions précédentes ;
- partager le temps d'intervention entre plusieurs personnes.

***Réponse 6* :**

Le débit de dose absorbée évolue avec l'inverse du carré de la distance.

***Réponse 7* :**

Le rayonnement $\beta^-$.

***Réponse 8*** **:**

– à 50 cm : $\overset{\circ}{D}_{50\,cm} = \overset{\circ}{D}_{1\,m} \times \left(\frac{100}{50}\right)^2 = 460 \times 2^2 = 1840\ \mu Gy.h^{-1} = 1{,}84\ mGy.h^{-1}$

– à 3 m : $\overset{\circ}{D}_{3\,m} = \overset{\circ}{D}_{1\,m} \times \left(\frac{1}{3}\right)^2 = \frac{460}{9} = 51\ \mu Gy.h^{-1}$



***Réponse 9*** **:**

$$\overset{\circ}{D}_1 \times (d_1)^2 = \overset{\circ}{D}_2 \times (d_2)^2 \Leftrightarrow (d_2)^2 = \frac{\overset{\circ}{D}_1 \times (d_1)^2}{\overset{\circ}{D}_2} \Leftrightarrow d_2 = d_1 \times \left(\frac{\overset{\circ}{D}_1}{\overset{\circ}{D}_2}\right)^{1/2}$$

$$= 30 \times \left(\frac{400}{16}\right)^{1/2} = 150\ cm = 1{,}5\ m$$

***Réponse 10*** **:**

**a)** $\overset{\circ}{D}_{1,5\,m} = \overset{\circ}{D}_{2\,m} \times \left(\frac{2}{1{,}5}\right)^2 = 125 \times \left(\frac{2}{1{,}5}\right)^2 = 222{,}2\ \mu Gy.h^{-1}$

**b)** $\overset{\circ}{D}_{3\,m} = \overset{\circ}{D}_{2\,m} \times \left(\frac{2}{3}\right)^2 = 125 \times \left(\frac{2}{3}\right)^2 = 55{,}5\ \mu Gy.h^{-1}$

**c)** $\overset{\circ}{D}_1 = \overset{\circ}{D}_2 \times \left(\frac{d_2}{d_1}\right)^2 \Leftrightarrow \frac{\overset{\circ}{D}_1}{\overset{\circ}{D}_2} = \left(\frac{d_2}{d_1}\right)^2 \Leftrightarrow \left(\frac{\overset{\circ}{D}_1}{\overset{\circ}{D}_2}\right)^{1/2} = \frac{d_2}{d_1}$

Nous en déduisons que : $d_2 = d_1 \times \left(\frac{\overset{\circ}{D}_1}{\overset{\circ}{D}_2}\right)^{1/2} = 2 \times \left(\frac{125}{10}\right)^{1/2} = 7{,}07\ m$

***Réponse 11*** **:**

$$\overset{\circ}{D} = 1{,}3.10^{-10} \times A \times E \times \frac{I}{100} = 1{,}3.10^{-10} \times 370.10^9 \times 1{,}5 \times \frac{80}{100} = 57{,}7\ mGy.h^{-1}$$

***Réponse 12*** **:**

$$\overset{\circ}{D} = 9.10^{-7} \times A \times \frac{I}{100} = 9.10^{-7} \times 370.10^6 \times \frac{100}{100} = 333\ mGy.h^{-1}$$

***Réponse 13*** **:**

Il faut prendre un matériau ayant un numéro atomique Z peu élevé, de façon à limiter le phénomène de freinage qui engendre du rayonnement électromagnétique diffusé.

***Réponse 14*** **:**

2 $x_{1/2}$ atténuent d'un facteur 4
10 $x_{1/2}$ atténuent d'un facteur $2^{10} = 1\,024$
$x = 10 \times 2 = 20$ mm = 2 cm

***Réponse 15*** **:**

$x_{1/10} = 3{,}32\ x_{1/2}$ (ou bien $x_{1/2} = 0{,}3\ x_{1/10}$)
2 mGy.h$^{-1}$ = 2 000 µGy.h$^{-1}$ ; le facteur d'atténuation est égal à : 2 000 / 25 = 80
80 correspond à $2^3 \times 10$ : nous en déduisons que l'épaisseur recherchée est égale à trois épaisseurs moitié plus une épaisseur dixième.

D'où :

$$x = 3\ x_{1/2} + x_{1/10} = 3\ x_{1/2} + 3{,}32\ x_{1/2} = 6{,}32\ x_{1/2} = 6{,}32 \times 4 = 25{,}28 \text{ mm} \approx 2{,}5 \text{ cm}$$

***Réponse 16* :**

$$\mathring{D} = \mathring{D}_0 \times B \times e^{-\mu x} \text{ soit } x = \frac{\ln\left(\frac{\mathring{D}_0 \times B}{\mathring{D}}\right)}{\mu} = \frac{\ln(20 \times 1{,}75)}{0{,}9} = 3{,}95 \text{ cm}$$

***Réponse 17* :**

Il s'agit d'un émetteur β γ, nous allons donc devoir calculer le débit de dose absorbée dû aux rayonnements β à 10 cm et celui dû aux rayonnements γ à 10 cm et sommer ces 2 composantes.

– Rayonnement β :

$$\mathring{D}_{\beta 1} = 9.10^{-7} \times A \times \frac{I}{100} = 9.10^{-7} \times 25.10^{9} \times \frac{70}{100} = 15\,750 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 10 cm}$$

$$\mathring{D}_{\beta 2} = 9.10^{-7} \times 25.10^{9} \times \frac{30}{100} = 6\,750 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 10 cm}$$

$$\mathring{D}_{\beta} = \mathring{D}_{\beta 1} + \mathring{D}_{\beta 2} = 15\,750 + 6\,750 = 22\,500 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 10 cm}$$

– Rayonnement γ :

$$\mathring{D}_{\gamma 1} = 1{,}3.10^{-10} \times A \times E \times \frac{I}{100} = 1{,}3.10^{-10} \times 25.10^{9} \times 0{,}840 \times \frac{70}{100}$$
$$= 1{,}911 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 1 m}$$

$$\mathring{D}_{\gamma 2} = 1{,}3.10^{-10} \times 25.10^{9} \times 1{,}01 \times \frac{30}{100} = 0{,}985 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 1 m}$$

$$\mathring{D}_{\gamma} = \mathring{D}_{\gamma 1} + \mathring{D}_{\gamma 2} = 1{,}911 + 0{,}985 = 2{,}896 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 1 m}$$

À 10 cm, nous pouvons utiliser la loi en inverse carré des distances soit :

$$\mathring{D}_{\gamma 10\,\text{cm}} = \mathring{D}_{\gamma 1\,\text{m}} \times \left(\frac{100}{10}\right)^2 = 289{,}6 \text{ mGy.h}^{-1} \text{ à 10 cm}$$

Ainsi le débit de dose à 10 cm vaut : 22 500 + 289,6 = 22 789,6 mGy.h$^{-1}$ = 22,8 Gy.h$^{-1}$.

Il est à noter que la majeure partie est due aux rayonnements bêta.

# 7.5. Annexes

(*D'après Radiation dosimetry*, Attix F., Roesch W., Academic Press, 1968.)

**Annexe I. Coefficients d'atténuation linéique μ exprimés en $cm^{-1}$ pour les photons dans différents matériaux (d correspond à la densité en $g.cm^{-3}$).**

| Énergie (MeV) | Eau (d = 1) | Béton (d = 2,3) | Fer (d = 7,9) | Plomb (d = 10,8) |
|---|---|---|---|---|
| 0,1 | 0,167 | 0,382 | 2,700 | 57,1 |
| 0,2 | 0,136 | 0,290 | 1,075 | 9,68 |
| 0,3 | 0,118 | 0,246 | 0,832 | 3,83 |
| 0,4 | 0,106 | 0,220 | 0,721 | 2,25 |
| 0,5 | 0,0966 | 0,200 | 0,650 | 1,57 |
| 0,6 | 0,0896 | 0,184 | 0,597 | 1,22 |
| 0,7 | 0,0835 | 0,173 | 0,553 | 1,04 |
| 0,8 | 0,0786 | 0,162 | 0,520 | 0,90 |
| 0,9 | 0,0743 | 0,153 | 0,493 | 0,81 |
| 1,0 | 0,0706 | 0,146 | 0,466 | 0,739 |
| 1,1 | 0,0675 | 0,140 | 0,447 | 0,679 |
| 1,2 | 0,0645 | 0,134 | 0,426 | 0,637 |
| 1,3 | 0,0620 | 0,128 | 0,410 | 0,602 |
| 1,4 | 0,0596 | 0,124 | 0,396 | 0,575 |
| 1,5 | 0,0575 | 0,119 | 0,381 | 0,553 |
| 2,0 | 0,0493 | 0,103 | 0,333 | 0,494 |
| 2,6 | 0,0428 | 0,090 | 0,298 | 0,459 |
| 3,0 | 0,0396 | 0,0835 | 0,283 | 0,455 |

**Annexe II. Valeurs du facteur $B_{D\infty}$ pour le plomb.**

| | Énergies (MeV) | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| **μx** | **0,5** | **0,6** | **0,8** | **1,0** | **1,25** | **1,5** | **1,75** | **2,0** | **2,5** | **3,0** |
| **1** | 1,25 | 1,30 | 1,35 | 1,40 | 1,45 | 1,45 | 1,45 | 1,45 | 1,40 | 1,35 |
| **2** | 1,45 | 1,45 | 1,60 | 1,70 | 1,75 | 1,75 | 1,75 | 1,75 | 1,75 | 1,70 |
| **3** | 1,60 | 1,65 | 1,85 | 2,00 | 2,05 | 2,10 | 2,15 | 2,15 | 2,10 | 2,05 |
| **4** | 1,70 | 1,85 | 2,10 | 2,25 | 2,35 | 2,40 | 2,50 | 2,55 | 2,55 | 2,50 |
| **5** | 1,80 | 2,00 | 2,35 | 2,50 | 2,60 | 2,70 | 2,80 | 2,90 | 2,95 | 2,95 |
| **6** | 1,90 | 2,15 | 2,55 | 2,80 | 3,00 | 3,10 | 3,20 | 3,30 | 3,35 | 3,35 |
| **7** | 2,00 | 2,30 | 2,75 | 3,05 | 3,30 | 3,40 | 3,55 | 3,70 | 3,75 | 3,80 |
| **8** | 2,10 | 2,45 | 2,95 | 3,30 | 3,60 | 3,80 | 3,95 | 4,10 | 4,25 | 4,40 |
| **9** | 2,20 | 2,60 | 3,15 | 3,55 | 3,90 | 4,10 | 4,30 | 4,45 | 4,70 | 4,80 |
| **10** | 2,30 | 2,70 | 3,30 | 3,80 | 4,20 | 4,40 | 4,60 | 4,80 | 5,10 | 5,40 |
| **11** | 2,35 | 2,85 | 3,50 | 4,00 | 4,40 | 4,70 | 5,00 | 5,20 | 5,60 | 5,90 |
| **12** | 2,45 | 3,00 | 3,70 | 4,20 | 4,60 | 5,00 | 5,30 | 5,60 | 6,10 | 6,50 |
| **13** | 2,50 | 3,10 | 3,85 | 4,50 | 4,90 | 5,30 | 5,70 | 6,00 | 6,60 | 7,20 |
| **14** | 2,60 | 3,20 | 4,00 | 4,70 | 5,20 | 5,60 | 6,00 | 6,40 | 7,10 | 7,80 |
| **15** | 2,65 | 3,30 | 4,15 | 4,90 | 5,50 | 6,00 | 6,40 | 6,90 | 7,70 | 8,40 |

**Annexe III. Valeurs du facteur $B_{D\infty}$ pour le béton ordinaire.**

| | Énergies (MeV) | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| **μx** | **0,5** | **0,6** | **0,8** | **1,0** | **1,25** | **1,5** | **1,75** | **2,0** | **2,5** | **3,0** |
| **1** | 2,50 | 2,45 | 2,25 | 2,10 | 1,98 | 1,89 | 1,83 | 1,80 | 1,72 | 1,65 |
| **2** | 5,05 | 4,55 | 4,00 | 3,60 | 3,30 | 3,03 | 2,85 | 2,80 | 2,50 | 2,30 |
| **3** | 8,75 | 7,80 | 6,30 | 5,55 | 4,87 | 4,37 | 4,00 | 3,80 | 3,35 | 3,05 |
| **4** | 13,2 | 11,4 | 9,00 | 7,75 | 6,60 | 5,80 | 5,25 | 4,85 | 4,20 | 3,80 |
| **5** | 18,0 | 15,2 | 12,0 | 10,0 | 8,40 | 7,30 | 6,55 | 6,00 | 5,15 | 4,60 |
| **6** | 23,8 | 20,0 | 15,2 | 12,6 | 10,4 | 8,90 | 7,95 | 7,20 | 6,15 | 5,40 |
| **7** | 30,5 | 25,5 | 18,7 | 15,3 | 12,5 | 10,6 | 9,35 | 8,40 | 7,05 | 6,25 |
| **8** | 38,5 | 31,5 | 22,5 | 18,0 | 14,6 | 12,4 | 10,8 | 9,70 | 8,05 | 7,00 |
| **9** | 48,5 | 38,5 | 26,6 | 21,0 | 16,9 | 14,1 | 12,3 | 11,0 | 9,00 | 7,85 |
| **10** | 60,5 | 46,0 | 31,0 | 24,5 | 19,2 | 16,0 | 13,9 | 12,3 | 10,0 | 8,65 |
| **11** | 75,0 | 55,0 | 35,5 | 27,5 | 21,5 | 17,9 | 15,5 | 13,7 | 11,0 | 9,50 |
| **12** | 91,5 | 65,5 | 41,0 | 31,0 | 24,5 | 20,0 | 17,2 | 15,1 | 12,1 | 10,3 |
| **13** | 111 | 76,0 | 46,5 | 35,0 | 27,0 | 22,0 | 18,9 | 16,5 | 13,1 | 11,2 |
| **14** | 123 | 87,5 | 52,0 | 39,0 | 30,0 | 24,5 | 20,5 | 17,8 | 14,2 | 12,0 |
| **15** | 157 | 100 | 58,5 | 43,5 | 32,5 | 26,5 | 22,5 | 19,4 | 15,2 | 12,8 |

**Annexe IV. Valeurs du facteur $B_{D\infty}$ pour l'eau.**

| | Énergies (MeV) | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| **μx** | **0,5** | **0,6** | **0,8** | **1,0** | **1,25** | **1,5** | **1,75** | **2,0** | **2,5** | **3,0** |
| **1** | 2,60 | 2,45 | 2,30 | 2,20 | 2,10 | 2,00 | 1,95 | 1,90 | 1,80 | 1,70 |
| **2** | 5,20 | 4,75 | 4,20 | 3,80 | 3,40 | 3,15 | 2,95 | 2,75 | 2,50 | 2,40 |
| **3** | 9,20 | 7,90 | 6,40 | 5,50 | 4,85 | 4,40 | 4,05 | 3,80 | 3,35 | 3,15 |
| **4** | 14,5 | 12,0 | 9,15 | 7,70 | 6,50 | 5,80 | 5,30 | 4,40 | 4,30 | 3,90 |
| **5** | 21,0 | 17,5 | 12,0 | 10,5 | 8,55 | 7,40 | 6,75 | 6,20 | 5,30 | 4,70 |
| **6** | 30,0 | 24,0 | 17,0 | 13,5 | 11,0 | 9,25 | 8,25 | 7,40 | 6,30 | 5,50 |
| **7** | 39,0 | 31,0 | 21,5 | 16,5 | 13,5 | 11,1 | 9,75 | 8,50 | 7,30 | 6,30 |
| **8** | 49,0 | 38,0 | 26,5 | 20,0 | 15,5 | 13,0 | 11,2 | 9,90 | 8,25 | 7,10 |
| **9** | 61,0 | 46,5 | 31,5 | 23,5 | 18,5 | 15,0 | 12,9 | 11,0 | 9,25 | 7,90 |
| **10** | 75,0 | 56,5 | 37,5 | 27,5 | 21,0 | 17,0 | 14,5 | 12,5 | 10,2 | 8,70 |
| **11** | 91,0 | 68,5 | 44,0 | 31,5 | 23,5 | 19,0 | 16,1 | 13,5 | 11,2 | 9,60 |
| **12** | 110 | 80,5 | 50,5 | 36,0 | 26,5 | 21,0 | 17,9 | 15,0 | 12,1 | 10,4 |
| **13** | 130 | 94,0 | 58,0 | 41,0 | 29,5 | 23,5 | 19,6 | 16,5 | 13,1 | 11,2 |
| **14** | 150 | 108 | 65,5 | 46,0 | 32,5 | 25,5 | 21,5 | 18,0 | 14,2 | 12,0 |
| **15** | 175 | 123 | 74,5 | 51,0 | 36,0 | 28,0 | 23,0 | 19,5 | 15,2 | 12,9 |

# 8 Protection contre l'exposition interne

*Hugues Bruchet, Marc Ammerich*

## Introduction et définitions de base

Dans le chapitre précédent « Protection contre l'exposition externe », nous avons vu que toute personne soumise à l'action des rayonnements ionisants subit une exposition. L'**exposition interne** résulte de sources radioactives situées à l'intérieur de l'organisme.

Contrairement à l'exposition externe à distance qui n'a lieu que pendant la durée de travail et peut se maîtriser en utilisant les paramètres du temps de la manipulation, de la distance à la source et des écrans interposables, l'exposition interne est permanente jusqu'à l'élimination de la source de contamination.

Avant d'étudier plus en détail ce concept, il est nécessaire de définir un autre terme : celui de **contamination radioactive**. En effet, la contamination radioactive, qu'elle soit de nature surfacique ou atmosphérique, peut être la cause d'une exposition interne de l'individu.

La contamination radioactive est réglementairement définie comme étant « la présence indésirable, à un niveau significatif, de substances radioactives à la surface ou à l'intérieur d'un milieu quelconque ». Celle-ci résulte nécessairement de la dissémination d'une substance radioactive.

Prenons le cas d'une source non scellée, c'est-à-dire potentiellement disséminable : dans les conditions normales de travail, l'utilisation d'une telle source, qu'elle soit sous forme gazeuse, liquide ou pulvérulente, n'entraînera aucune contamination. Cependant, une manipulation sans précaution peut conduire à la dissémination de substances radioactives et donc à une contamination.

De même, la destruction accidentelle de l'enveloppe de confinement d'une source scellée peut entraîner la dispersion de son contenu.

Une contamination est donc toujours le résultat d'une situation anormale, la plupart du temps due à un incident.

La contamination radioactive peut être classée en deux grandes catégories :

– lorsque c'est « l'être humain » qui est contaminé, nous parlerons de **contamination corporelle**. Nous verrons qu'il en existe deux types : la contamination corporelle externe et la contamination corporelle interne ;

– lorsque le « support » contaminé est extérieur à l'être humain, nous parlerons de **contamination de l'environnement**. En fait, nous considérerons essentiellement le

cas de la contamination de l'environnement de travail (locaux, paillasses, ambiance de travail...).

Ces deux types de contaminations sont la plupart du temps interdépendants : nous verrons en particulier qu'une contamination de l'environnement de travail conduit très souvent à une contamination corporelle.

Dans ce chapitre, nous commencerons par décrire les différents types de contaminations qui viennent d'être évoqués. Ensuite, nous développerons le cas de la contamination corporelle interne en étudiant le devenir des substances radioactives incorporées dans l'organisme. Deux concepts seront alors définis : les notions de période effective et de doses engagées, utilisées dans le cas de l'exposition interne de l'individu. La dernière partie traitera des différents moyens de protection contre la contamination.



# 8.1. Différents types de contamination

## 8.1.1. Contamination de l'environnement

La contamination de l'environnement de travail est en général le type le plus fréquent de contamination que la personne compétente en radioprotection doit gérer. Dans cette optique, une attention particulière doit être portée aux sources constituées de radionucléides à courtes périodes, ayant des activités massiques très élevées (voir 1.5.5 « Relation masse-activité », chapitre 1 « Radioactivité »). Dans ce cas en effet, la dissémination d'une infime partie d'une telle source peut mettre en jeu des activités très importantes.

Une contamination de l'environnement sera dite surfacique ou atmosphérique selon la nature du milieu ou du support contaminé.

### 8.1.1.1. Contamination surfacique

L'unité associée à la mesure de la contamination surfacique est le Bq.m$^{-2}$ et son sous-multiple le Bq.cm$^{-2}$.

Il est usuel de classer les contaminations surfaciques en deux catégories : les contaminations fixées et les contaminations non fixées.

Par définition, une contamination est dite « **fixée** » quand elle ne peut se transférer au milieu environnant et qu'elle ne peut, en principe, se disséminer. Le corollaire est qu'elle est difficile à éliminer car il faut procéder à la destruction de la partie superficielle de la matière contaminée.

L'exposition externe qu'elle est susceptible d'engendrer est le seul paramètre à considérer. Si cette dernière est importante, la décontamination dans les plus brefs délais s'impose. Si en revanche elle est négligeable, l'intervention n'est pas nécessaire tant que la contamination reste bien fixée : des contrôles par frottis seront nécessaires pour bien s'assurer qu'elle ne se transforme pas en contamination non fixée.

Toute contamination dite « **non fixée** » peut se transférer facilement au milieu environnant par contact et peut générer une contamination atmosphérique par mise en suspension totale ou partielle dans l'air. De ce fait, il faut procéder à son élimination sans délais, ce qui est plus aisé compte tenu de sa nature.

Dans la pratique, les situations sont souvent plus complexes et une contamination peut être plus ou moins fixée en fonction essentiellement de la nature physicochimique du contaminant. Cela conduit donc au point essentiel : indépendamment de sa nature, une contamination surfacique doit avant tout être détectée.

Pour cela, en dehors des contrôles effectués durant les manipulations permettant de s'assurer de leur bon déroulement, il est nécessaire de procéder à des vérifications périodiques et systématiques de non-contamination des locaux (voir chapitre 9 « Réglementation en radioprotection »). Le moyen le plus sûr pour ignorer une contamination est de ne pas effectuer de contrôle ou d'utiliser des appareils de détection inadaptés...

### 8.1.1.2. Contamination atmosphérique

Ce type de contamination est en fait un exemple de « contamination volumique ». Dans les lieux de travail, c'est généralement l'atmosphère des locaux où sont manipulées des sources non scellées qui peut être contaminé : on parle donc le plus souvent de contamination atmosphérique.

La contamination atmosphérique d'un lieu de travail pourra résulter soit de la dispersion d'aérosols radioactifs (sous forme solide ou liquide), soit de celle d'un gaz radioactif volatil.

L'unité associée à la mesure de la contamination atmosphérique est le Bq.m$^{-3}$.

## 8.1.2. Contamination corporelle

La contamination corporelle est dite **externe** lorsque la substance radioactive est déposée sur la peau, les cheveux.

Elle est dite **interne** lorsque la substance radioactive est inhalée, ingérée ou migre à travers la peau, que cette dernière soit lésée ou non (Figure 8.1).

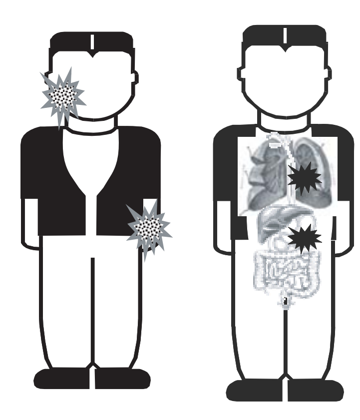


**Figure 8.1. Représentation d'une contamination corporelle externe et interne.**

#### 8.1.2.1. Contamination corporelle externe

Une contamination corporelle externe engendre une exposition des tissus vivants sous-jacents sauf dans le cas de radionucléides émettant uniquement un rayonnement α ou un rayonnement $\beta^-$ de très faible énergie (inférieure à 100 keV).

Prenons le cas des particules α : en effet, leur parcours dans les tissus biologiques est de l'ordre de quelques dizaines de micromètres, ce qui est inférieur à l'épaisseur constituée par les cellules mortes de l'épiderme. Ainsi, pour cette catégorie de rayonnements, toute l'énergie est libérée au niveau de cellules déjà mortes sans atteindre les cellules vivantes sous-jacentes (voir chapitre 7 « Protection contre l'exposition externe »).

Dans le cas d'émetteurs $\beta^-$ d'énergie supérieure à 100 keV, l'exposition de la couche basale de la peau est toujours prépondérante et peut atteindre des valeurs très importantes.

*Exemple* :

Dans le cas d'une source de radionucléides ayant une énergie $E_{\beta max}$ supérieure à 1 MeV et une intensité d'émission $I_\beta$ de 100 %, une contamination de $10^4$ Bq déposée sur 1 $cm^2$ de peau entraîne un débit de dose équivalente au niveau de la couche basale des cellules épithéliales proche de :

$$\mathring{H} \approx 20 \text{ mSv h}^{-1}.$$

Cette valeur, à comparer aux valeurs des limites présentées dans le chapitre 9 « Réglementation en radioprotection », peut s'appliquer à de nombreux émetteurs β.

Cet exemple montre l'importance d'une détection rapide. En cours de manipulation, toute incertitude doit être suivie d'un contrôle et ce dernier est systématique en fin de manipulation. Si le contrôle s'avère positif, une décontamination rapide doit être réalisée et il est rare que des contaminations externes subsistent après une décontamination adéquate.

En revanche, si elle est non détectée, la contamination externe risque d'induire, en plus de l'exposition de la couche basale, une contamination interne au travers de :

- port de doigts contaminés au nez ou à la bouche ;
- remise en suspension dans l'air d'une contamination non fixée du visage ou des cheveux ;
- plus rarement diffusion du contaminant à travers la peau (cas de l'eau tritiée).

#### 8.1.2.2. Contamination corporelle interne

La contamination interne engendre une exposition des tissus vivants aussi longtemps que subsistent des substances radioactives à l'intérieur de l'organisme. Il est donc important d'agir le plus rapidement possible après une incorporation pour mettre en œuvre les techniques et moyens de décontamination.

Outre l'activité incorporée et la période effective (voir paragraphe 8.2.4), la nature des rayonnements émis par les radionucléides incorporés aura un effet très important sur la gravité d'une exposition interne : nous avons vu que les **particules α** n'étaient pas nocives en exposition externe, y compris dans le cas d'une contamination corporelle externe (voir paragraphe 8.1.2.1), s'il y a assurance qu'elle ne se transforme pas en contamination interne. Dans ce dernier cas en revanche, les conséquences sont tout autres : en effet les particules α, du fait de leur très grand pouvoir ionisant (TLE très élevé), vont libérer de

très grandes quantités d'énergie dans des volumes restreints. Il en résultera de nombreux dommages (morts cellulaires) au niveau des tissus et des organes à proximité des sources incorporées.

Les **particules β** irradient également les tissus et organes avoisinant les sources incorporées mais de façon moins localisée et moins dense que les particules alpha.

Dans le cas d'une contamination interne par des **émetteurs γ**, une grande partie de l'organisme sera irradiée. Notons que la densité d'ionisation sera moindre que dans le cas de particules β et α.

Il existe trois voies d'entrée possibles de contamination radioactive dans l'organisme :

– l'**inhalation** : cette voie d'entrée concerne tout utilisateur exposé à une atmosphère contaminée par exemple suite à une rupture du confinement d'une substance disséminable. Elle concerne aussi, mais dans une moindre mesure, les populations exposées aux dispersions de polluants comme les retombées radioactives des essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère ou celles liées à un accident de réacteur tel l'accident de Tchernobyl.

  La contamination interne est donc un risque prépondérant dans l'industrie nucléaire et, selon le niveau de risque et les produits manipulés, les exploitants doivent pouvoir mesurer en continu l'activité volumique à l'intérieur des locaux ;

– l'**ingestion** : le travailleur n'est que très rarement concerné par ce mode d'entrée. En effet, le respect de l'article R. 231-82 du décret n° 2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants qui interdit l'introduction de nourriture, boissons, cigarettes à l'intérieur d'un local où sont manipulées des sources radioactives non scellées, doit éliminer le risque d'ingestion par les vecteurs habituels. Le risque porte principalement sur une éducation gestuelle insuffisante comme oublier de réprimer le geste réflexe consistant à porter ses mains gantées et contaminées au nez ou à la bouche ou sucer le bout d'un crayon appartenant au matériel du plan de travail. Cette voie d'incorporation concerne aussi les radionucléides inhalés qui « rejoignent » le tractus gastro-intestinal par remontée mucociliaire (voir paragraphe 8.2.1).

  L'ingestion est en revanche la voie d'entrée principale pour les populations au travers de la contamination des aliments et de l'eau. Celle-ci provient soit des rejets atmosphériques retombant au sol, soit des rejets liquides des usines. Contrairement aux autres voies d'entrée, la contamination des populations par ingestion ne met généralement en jeu que des quantités infimes de radionucléides qui restent toujours à l'état de traces ;

– le **passage au travers de la peau** : c'est un risque uniquement lié à une activité professionnelle. D'une façon générale, la peau saine est une barrière efficace s'opposant au transit des substances, qu'elles soient radioactives ou non et le risque est supprimé par le port de gants étanches et l'interdiction pour les travailleurs utilisant des sources non scellées de manipuler en cas de lésions cutanées. Le transfert d'une contamination à travers la peau saine ne se rencontrera principalement que par contact avec de l'eau tritiée.

  La blessure est une voie d'entrée moins fréquente que l'inhalation, mais elle est en général plus grave quant au niveau de contamination engendré.

### 8.1.3. Transferts entre les différents types de contamination



Nous venons de voir que la contamination radioactive pouvait prendre plusieurs aspects. En outre, une contamination au niveau de l'environnement ou de l'ambiance de travail peut facilement être transférée à l'Homme selon diverses voies (Figure 8.2) : on parle de transferts.

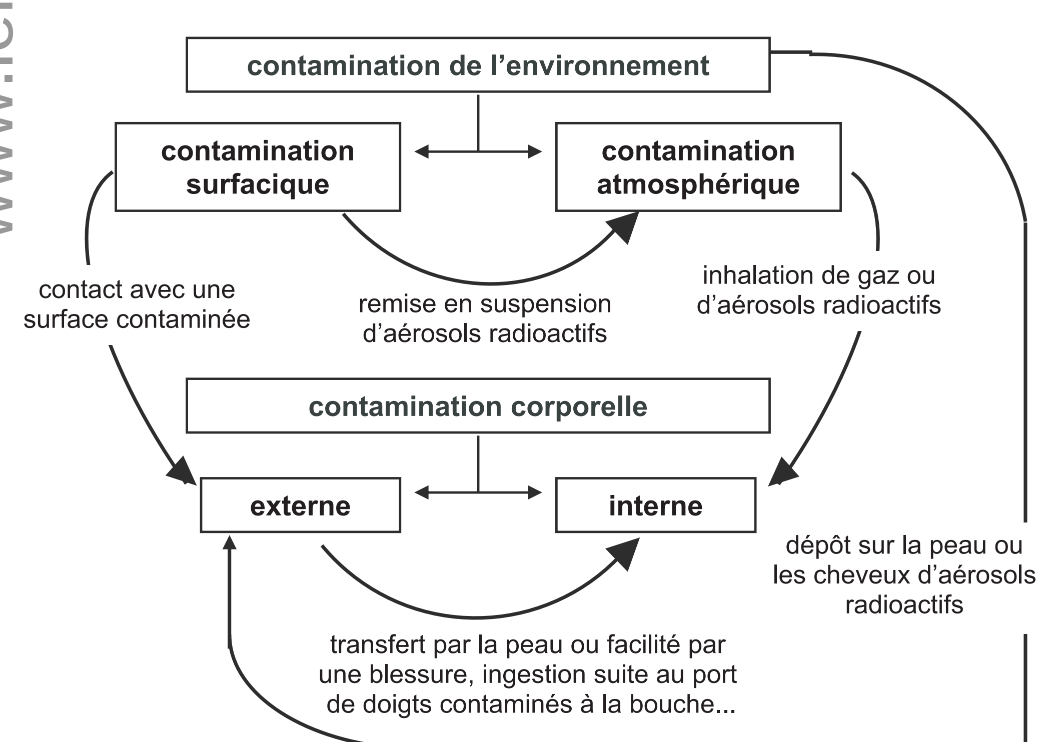



**Figure 8.2. Transferts entre les différents types de contamination.**

Ces transferts sont facilités par des facteurs tels que le non-respect des règles de protection ou bien ils peuvent être dus à des situations incidentelles. Nous touchons ici à une différence essentielle entre l'exposition externe et la contamination : alors que l'exposition externe est une situation normale de travail si elle est contrôlée, la contamination est inacceptable. La facilité des transferts de contamination rappelle à nouveau la nécessité de réaliser des contrôles de non-contamination sur les lieux de travail, périodiquement et après chaque manipulation (voir chapitre 9 « Réglementation en radioprotection »).

## 8.2. Devenir des substances radioactives incorporées

La figure 8.3 caractérise les différentes voies biocinétiques, depuis l'introduction d'un radionucléide dans l'organisme en fonction des voies d'entrées possibles, jusqu'à son élimination. Sur cette représentation, les flèches matérialisent les transferts entre différents organes et parties du corps appelés « compartiments ».

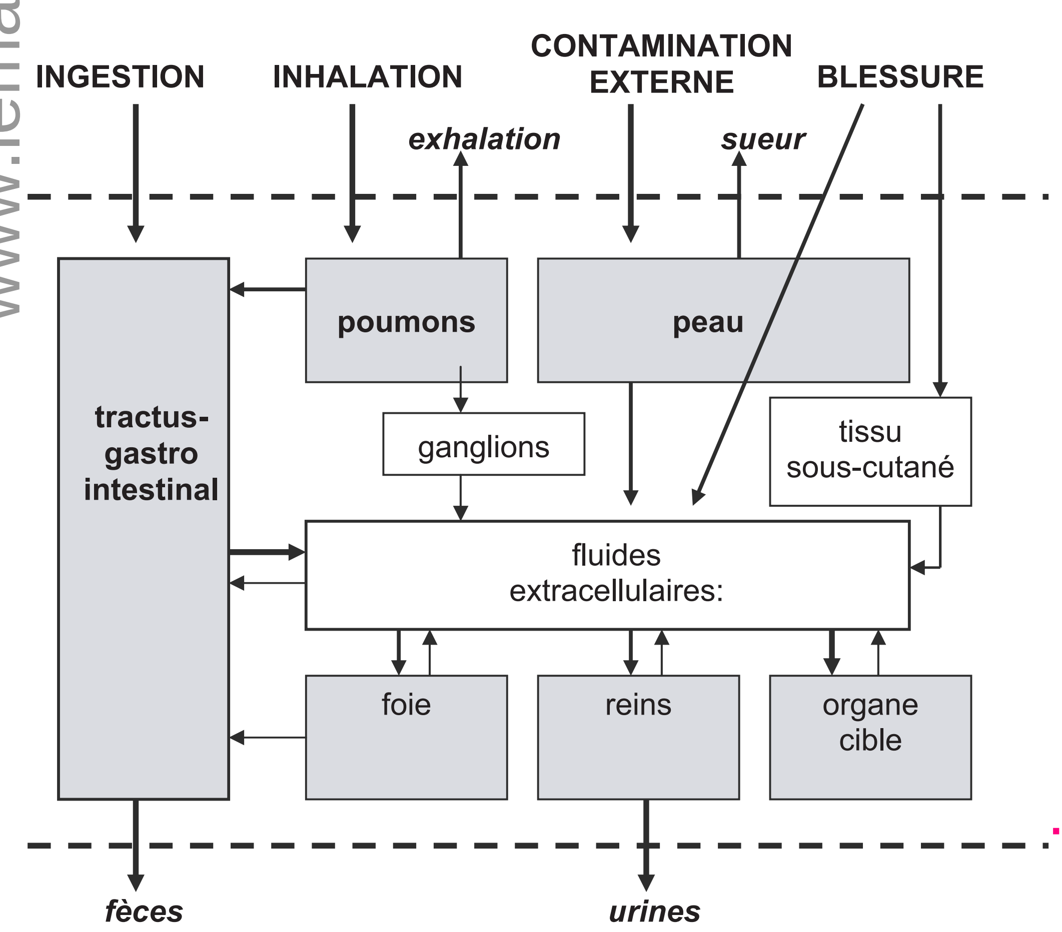



**Figure 8.3. Schématisation des modèles de transferts dans l'organisme des radionucléides. (Source Henri Métivier.)**

Les radionucléides peuvent participer aux divers processus biochimiques. Ils peuvent donc être transportés, échangés, stockés et/ou éliminés dans les différents organes et tissus.

Les organes qui reçoivent en premier le radionucléide sont appelés les **portes d'entrée**. Il s'agit du poumon dans le cas d'une inhalation, du tube digestif (tractus gastro-intestinal) dans le cas d'une ingestion et de la peau dans le cas d'une contamination cutanée.

Au niveau de ces portes d'entrée, le radionucléide subit des transformations sous l'influence des fluides ou des cellules de l'organe de dépôt, comme le système respiratoire ou le système digestif. La forme physicochimique du polluant joue alors un rôle important car elle déterminera la cinétique du passage du site de dépôt vers le sang.

La répartition est directement liée au caractère **transférable** ou non de la substance dans l'organisme et en particulier dans le sang, caractère déterminé par la forme physicochimique. En effet, une fois entré dans l'organisme, le radionucléide pourra soit rester sur le site de dépôt, il sera alors considéré comme peu transférable ou insoluble, soit migrer vers d'autres organes, il sera alors considéré comme transférable ou soluble. Autrement dit, les substances non transférables ne participent pas aux mécanismes biologiques et franchissent faiblement les barrières biologiques, tandis que les substances transférables, dès qu'elles sont introduites, sont absorbées et atteignent rapidement un ou plusieurs organes appelés « **organes cibles** ». L'exposition au rayonnement concernera donc principalement ces organes cibles (il faut noter cependant que le poumon est un organe cible pour les substances inhalées insolubles donc non transférables).

Certains radionucléides peuvent même être concentrés comme les iodures dans la thyroïde. Une fraction plus ou moins importante est relarguée dans la circulation et redistribuée à l'ensemble de l'organisme par le sang. Il se constitue ainsi un véritable recyclage du nucléide.

Enfin, le radionucléide est éliminé de l'organisme soit dans l'urine grâce aux reins qui filtrent le sang, soit dans les fèces (excrétat fécal) par le biais de l'ensemble tube digestif/foie/pancréas. Pour certains nucléides, comme par exemple le tritium, l'élimination peut également se faire dans les fluides biologiques que constituent la sueur, les larmes ou l'eau contenue dans l'air expiré.

### 8.2.1. *Cas de l'inhalation*

Il est admis qu'environ 75 % des particules inhalées se déposent dans l'arbre respiratoire, les 25 % restant étant exhalés immédiatement. Selon la granulométrie des aérosols, la fraction retenue se partage entre les voies respiratoires supérieures (nez, gorge, trachée, grosses bronches) et les poumons.

Un très fort pourcentage du dépôt dans les voies supérieures est chassé vers le pharynx (on parle de remontée mucociliaire due à l'action des cils vibratiles) et se retrouve dans le tube digestif. Si la substance inhalée est transférable, tout ou partie de l'activité déposée dans les poumons passe dans le sang. Si elle est non transférable, elle peut se retrouver partiellement ou totalement dans le tube digestif.

Concernant les gaz rares radioactifs (argon-41, krypton-85, xenon-133), il est admis que toute l'activité inhalée est exhalée, conduisant à un seul risque d'exposition externe.

### 8.2.2. *Cas de l'ingestion*

Les composés non transférables transitent dans le tube digestif et sont éliminés.

Une fraction des composés transférables passe dans le sang et va éventuellement se « déposer » dans un ou plusieurs organes.

### 8.2.3. Cas de la pénétration transcutanée

L'activité se retrouve dans le compartiment des fluides extracellulaires (sang, lymphe).

### 8.2.4. Période biologique, période effective

Exclusion faite de l'inhalation, les substances non transférables sont éliminées de l'organisme et n'entraînent qu'une exposition interne temporaire, tout particulièrement des organes à travers lesquels elles transitent.

Pour les substances transférables, une fraction plus ou moins importante se retrouve déposée dans un ou plusieurs organes (encore nommés compartiment) et disparaît progressivement en raison de la conjugaison de la décroissance radioactive et de l'élimination biologique.

La période biologique est le temps nécessaire à l'élimination de la moitié de la quantité du radionucléide introduit. Cette grandeur est indépendante de la période radioactive du radionucléide et uniquement liée aux mécanismes d'épuration. Elle dépend de l'élément chimique présent dans l'organisme et non pas de son caractère stable ou radioactif. Elle se note $T_b$.

Considérant en première approximation que l'élimination biologique obéit à une loi exponentielle, l'équation globale d'élimination peut s'écrire :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{t.\ln 2}{T}} \times e^{-\frac{t.\ln 2}{T_b}} = A_0 \times e^{-\left(\frac{1}{T}+\frac{1}{T_b}\right) t.\ln 2}$$

où $A$ est l'activité du radionucléide au temps $t$,

$A_0$ est l'activité initiale introduite,

$T$ est la période physique du radionucléide,

et $T_b$ sa période biologique.

La période effective d'un radionucléide, notée $T_e$, combine la période biologique $T_b$ à sa décroissance radioactive $T$. Elle est donnée par l'équation :

$$\frac{1}{T_e} = \frac{1}{T} + \frac{1}{T_b} \quad \text{soit} \quad T_e = \frac{T \times T_b}{T + T_b}$$

L'activité du radionucléide au temps $t$ peut donc s'écrire :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{t.\ln 2}{T_e}}$$

Le tableau 8.1 donne les valeurs de $T$, $T_b$ et $T_e$ pour une sélection de radionucléides.

Dans ce tableau, nous distinguons tout d'abord les radionucléides utilisés lors des examens de scintigraphie en médecine nucléaire tels que le fluor-18 et le technécium-99m (voir chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants ») qui ont des périodes effectives très courtes (de l'ordre de quelques heures). À l'opposé, les émetteurs α (plutonium-239 et américium-241) ont généralement des périodes effectives de plusieurs dizaines d'années.

Notons également que la valeur $T_e$ de la période effective obtenue se rapproche toujours de la plus petite des valeurs de $T$ ou $T_b$, et ce d'autant plus que les valeurs $T$ et $T_b$, sont différentes.

**Tableau 8.1. Valeurs de périodes pour quelques exemples de radionucléides.**

| Radionucléide | Organes cibles | $T$ | $T_b$ | $T_e$ |
|---|---|---|---|---|
| Tritium ($^3$H) | organisme entier | 12,3 ans | 10 jours | 10 jours |
| Carbone-14 | organisme entier | 5 730 ans | 10 jours | 10 jours |
| Fluor-18 | organisme entier | 1,83 heure | 800 jours | 1,8 heure |
| Phosphore-32 | foie | 14,3 jours | 257 jours | 13,5 jours |
| Cobalt-60 | organisme entier | 5,27 ans | 9,5 jours | 9,5 jours |
| Technécium-99m | organisme entier | 6,02 heures | 1 jour | 4,8 heures |
| Iode-131 | thyroïde | 8 jours | 140 jours | 7,6 jours |
| Césium-137 | muscles | 30,1 ans | 140 jours | 138 jours |
| Plutonium-239 | os | 24 100 ans | 200 ans | 198 ans |
| Américium-241 | os | 432,7 ans | 55 ans | 49 ans |



Considérons le césium-134 de période radioactive de 2,07 ans. En cas d'incorporation accidentelle, il va se fixer préférentiellement sur les muscles pour lequel la période biologique d'élimination est de 140 jours.

Si l'on veut calculer sa période effective d'élimination, utilisons la formule vue précédemment en n'omettant pas d'harmoniser les unités des deux périodes (en jours) :

$$T_e = \frac{T \times T_b}{T + T_b} = \frac{(2{,}07 \times 365{,}25) \times 140}{(2{,}07 \times 365{,}25) + 140} = 118 \text{ jours}$$

Si l'on veut maintenant connaître l'ordre de grandeur du temps $t$ nécessaire pour éliminer 99,9 % de l'activité présente dans l'organe cible, la démarche est la suivante :

Dans les muscles, le césium-134 suit la loi de décroissance suivante :

$$A = A_0 \, e^{-\frac{\ln 2}{T_e} \times t} \qquad (1)$$

En transformant la formule (1), on obtient :

$$t = \frac{\ln\left[\frac{A_0}{A}\right]}{\ln 2} \times T_e$$

Application numérique : (99,9 % de l'activité incorporée est éliminée donc $A_0/A = 1\,000$)

$$t = \frac{\ln 1\,000}{\ln 2} \times T_e \approx 10\, T_e$$

⇒ il faudra donc attendre 10 fois la période effective, soit 1 180 jours (plus de 3 ans).

# 8.3. Doses engagées

## *8.3.1. Définitions*

Si l'on veut gérer correctement la dosimétrie d'un individu à un instant donné, il est nécessaire de tenir compte non seulement des doses qui ont été reçues du fait de l'exposition externe, mais également des doses qu'il recevra inéluctablement dans le futur du fait des incorporations antérieures : **la dose engagée**.

La dose engagée est donc une grandeur qui tient compte du fait que la dose à l'organisme suite à une incorporation est délivrée au cours du temps, mais que seul un débit de dose absorbée à l'instant $t$ peut être estimé. De plus, du fait de la période effective, ce débit de dose diminue avec le temps. Il s'agit donc d'estimer la dose absorbée au bout du temps $\Delta t$.

Par définition, la dose engagée est :

- la dose reçue par l'organisme **jusqu'à disparition complète du contaminant** dans le cas de radionucléides à période effective $T_e$ courte (décroissance complète en une centaine de jours) ; exemple : cas de l'iode 131 et de la thyroïde (organe cible) ;
- la dose reçue **sur 50 années** dans le cas de l'exposition d'un adulte à des radionucléides à période effective $T_e$ longue ; exemple : cas du plutonium 239 et de l'os où la période effective est grossièrement 2 à 3 fois plus grande que la durée de vie humaine ;
- la dose reçue **jusqu'à l'âge de 70 ans** dans le cas de l'exposition d'un enfant à des radionucléides à période effective $T_e$ longue. Par exemple, si l'enfant a 7 ans, la dose engagée sera calculée sur 63 années (70 – 7).

Plaçons-nous dans le cas d'une incorporation accidentelle unique et soit $A_0$ l'activité du radionucléide parvenue dans un organe déterminé. L'activité décroissant suivant la loi :

$$A = A_0 \times \mathrm{e}^{-\frac{t.\ln 2}{T_e}}$$

le débit de dose absorbée moyen suit une loi analogue car, à tout instant, il est proportionnel à l'activité présente :

$$\mathring{D} = \mathring{D}_0 \times \mathrm{e}^{-\frac{t.\ln 2}{T_e}}$$

La dose reçue par l'organe pendant un temps déterminé est donc l'intégration sur cette durée du débit de dose :

$$D = \int_0^t \mathring{D}_0 \times \mathrm{e}^{-\frac{t.\ln 2}{T_e}} = \frac{T_e \times \mathring{D}_0}{\ln 2}\left[1 - \mathrm{e}^{-\frac{t.\ln 2}{T_e}}\right]$$

Dans le domaine des faibles doses, il est défini la **dose équivalente engagée** pour un tissu ou un organe :

$$H_T = \int_0^t \mathring{H}_{0_T} \times \mathrm{e}^{-\frac{t.\ln 2}{T_e}}$$

avec comme unité : le sievert (Sv).

Dans certains cas, l'élimination du produit est fonction de sa période effective. Dans d'autres cas, celle-ci est supérieure à la durée de la vie humaine et il n'y a quasiment pas élimination du produit incorporé. On écrit alors :

$$H_T(\tau) = \int_0^\tau \mathring{H}_{0_T} \times \mathrm{d}t$$

avec comme unité : le sievert (Sv).

Si $\tau$ n'est pas précisé, la valeur est implicitement égale à 50 ans pour l'adulte et 70 ans moins l'âge réel, pour un enfant (voir précédemment).

De même, il est possible de définir une dose efficace engagée :

$$E(\tau) = \sum_T \omega_T H_T(\tau)$$

avec comme unité : le sievert (Sv).

Le calcul des doses engagées nécessite de connaître l'activité « déposée » qui peut être évaluée soit directement par détection externe (anthropogammamétrie) si le radionucléide est émetteur $\gamma$, soit indirectement en mesurant, d'une part, l'activité dans les excrétats puis en introduisant cette valeur dans un modèle biocinétique d'élimination (analyses d'urines et de selles).

### 8.3.2. Estimation pratique de la dose efficace engagée

La notion de dose engagée est une notion complexe dont l'estimation est délicate compte tenu des différentes caractéristiques des radioéléments (période effective, forme et propriétés physico-chimiques, métabolisme, rayonnements émis...) et des personnes (âge). De même, la partie mathématique comportant du calcul intégral est souvent très délicate.

Ainsi la réglementation (arrêté du 1er septembre 2003) a mis en place un système d'estimation de la dose engagée qui permet de prendre en compte ces différentes caractéristiques. Il est basé sur la notion de **dose efficace engagée par unité incorporée : DPUI**.

Par définition, la DPUI est la dose efficace engagée en 50 ans ou jusqu'à l'âge de 70 ans du fait de l'incorporation de 1 Bq du radioélément considéré (unité : $Sv.Bq^{-1}$).

Les valeurs de DPUI (notées $h(g)$ dans l'arrêté du 1er septembre 2003) sont données dans différents tableaux selon :

- la voie d'entrée dans l'organisme (inhalation ou ingestion) ;
- la granulométrie (pour l'inhalation) ;
- la transférabilité ;
- le type d'exposition [professionnelle (dans ce cas, l'engagement se fait sur 50 ans) ou de la population (engagement jusqu'à l'âge de 70 ans)] ;
- la classe d'âge des personnes lors de la contamination (uniquement pour la population).

L'estimation de la dose engagée se fait de la manière suivante :

$$E(\tau) = h(g) \times I$$

où $h(g)$ est la valeur de la DPUI, en $Sv.Bq^{-1}$,

$I$ est l'incorporation en radionucléide (ou activité incorporée), en Bq.

Le calcul de l'incorporation $I$ se fait à partir des mesures d'activité incorporée par anthropogammamétrie ou analyse des excrétats.

Par exemple, considérons le cas suivant :

un travailleur incorpore accidentellement une activité de 5 MBq de phosphore-32. Sachant que la valeur de DPUI est de $8{,}0.10^{-10}$ $Sv.Bq^{-1}$ pour une granulométrie de 1 µm, nous calculerons la dose efficace engagée de la manière suivante :

$$E(\tau) = h(g) \times I = 8{,}0.10^{-10} \times 5.10^{6} = 4.10^{-3}\ \text{Sv} = 4\ \text{mSv}$$

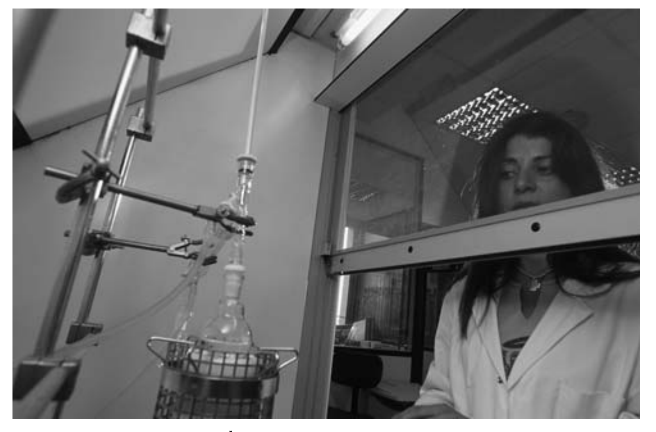
# 8.4. Moyens de protection contre la contamination

## 8.4.1. Cas de la contamination atmosphérique

### 8.4.1.1. Confinement de la source

Les produits volatils doivent bien sûr être confinés pour ne pas entraîner d'aérocontaminations. Ce confinement est réalisé en travaillant, soit sous une **hotte ventilée**, soit dans une **boîte à gants** comme le montre la figure 8.4.

Une hotte ventilée est une enceinte disposant d'un panneau vitré muni d'ouvertures permettant de passer les bras et d'y travailler. Le confinement est de type **dynamique** : une aspiration correctement placée assure un courant d'air permanent de l'extérieur vers l'intérieur de la hotte ; l'efficacité du confinement est directement liée à la vitesse de l'air



(photo F. Jannin/CEA)



(photo L. Godart/CEA)

**Figure 8.4. Illustration d'une hotte et d'une boîte à gants.**

au niveau des ouvertures. On considère qu'une vitesse de 0,5 $m.s^{-1}$ (appelée vitesse de sécurité) permet de maintenir le confinement pour des produits peu volatils. Pour l'iode et le tritium, une vitesse d'au moins 1,2 $m.s^{-1}$ est nécessaire.

En sortie de hotte, l'air contaminé est filtré avant rejet dans l'environnement.

En présence d'une source très active constituée d'une substance volatile à fort coefficient de diffusion, il faut avoir recours à une boîte à gants. C'est une enceinte étanche, transparente, disposant de trous munis de gants permettant la manipulation à l'intérieur. Le confinement est de type **statique**.

En raison des défauts d'étanchéité possibles, créés par exemple par les passages normalement étanches de fluides (air comprimé, eau, électricité...), du risque de déchirement d'un gant... il est adjoint un confinement dynamique dont le rôle est double :

– assurer en fonctionnement normal grâce à une entrée d'air calibrée une petite dépression (de l'ordre de 5 daPa ou 5 mm CE), donc imposer un passage de l'air depuis l'extérieur vers l'intérieur au niveau des défauts d'étanchéité. Le renouvellement de l'atmosphère de la boîte étant faible, le peu de courants d'air évite d'activer la mise en suspension dans l'air des produits et leur transfert dans le filtre de sortie.

  On considère que 3 à 10 renouvellements de l'air par heure correspondent à un fonctionnement optimum. Cette valeur est obtenue en divisant le débit de ventilation noté $Q$ par le volume de la boîte à gants noté $V$,

$$R = \frac{Q}{V}$$

– permettre en cas de rupture d'un gant, un débit d'air suffisant au niveau de l'ouverture créée accidentellement.

Si le risque d'exposition externe est élevé, la boîte à gants sera équipée de protections biologiques pouvant être importantes : pinces à distances, télémanipulateurs, enceinte en verre plombé.

Cela devient alors une enceinte blindée et de tels équipements sont essentiellement utilisés dans les installations nucléaires de base. Les bâtiments abritant ces installations font l'objet d'une ventilation générale, assurant une dépression des locaux par rapport à l'extérieur et éventuellement un gradient de pressions variant en raison inverse du risque. Après filtration, l'air est rejeté à l'extérieur.

### *8.4.1.2. Appareils de protection des voies respiratoires*

Les moyens de protection individuels sont souvent utilisés de manière préventive et en cas d'accident. Ils permettent de quitter les lieux, de réaliser des interventions de sauvegarde, ou bien d'exécuter des travaux de première urgence.

Deux catégories d'appareils de protection existent :

– les **masques respiratoires filtrants** pour lesquels l'air respiré est l'air ambiant après filtration adéquate, comme illustré sur la figure 8.5. La phase d'inspiration mettant en dépression le couvre face, ceux-ci ne peuvent être utilisés que dans le cas de contaminations atmosphériques de faible niveau ;



**Figure 8.5. Appareil de protection des voies respiratoires (photo Respirex).**

– les **masques respiratoires isolants**, à adduction d'air pour lesquels l'air respiré provient soit d'une bouteille, et cela permet une autonomie de déplacement totale mais une durée d'utilisation limitée, soit d'une borne distribuant de l'air comprimé respirable.

Il est à noter qu'une formation est nécessaire pour utiliser ces équipements.

## *8.4.2. Cas de la contamination corporelle externe*

Les gants sont obligatoires en cas de manipulation de sources dispersables. Leur choix est important ; tous les modèles de gants « latex » ne constituent pas une barrière de même efficacité, encore moins les gants en coton. Une paire de gants portée une fois ne doit pas être réutilisée. Il existe une technique permettant de retirer des gants souillés sans risquer de se contaminer la peau. La séquence de gestes à effectuer pour atteindre cet objectif est représentée figure 8.6. Cette méthode est utilisée dans d'autres domaines, notamment médical, elle évite le transfert de contamination d'un gant sur l'autre.

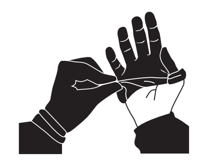
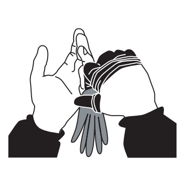
    

**Figure 8.6. Méthode de retrait des gants sans contact entre l'extérieur de ceux-ci et la peau (dessin Marion Solvit).**

Cette méthode consiste à pincer le gant au niveau de la paume et à le retirer jusqu'au bout des doigts en le retournant sur l'envers. Il faut ensuite se servir du gant retourné pour enlever le second, puis finir de retirer le premier gant.

Une coiffe et un protège-visage peuvent, dans certaines circonstances, être utilisés pour éviter tout risque de contamination du visage ou des cheveux.

Les autres pièces vestimentaires de travail, telles que la blouse ou les surchaussures ne sont pas des moyens de protection contre la contamination corporelle ; elles ont pour but

d'éviter de contaminer les vêtements civils et d'éliminer ainsi tout risque de propagation de la contamination en des lieux autres que les locaux où sont manipulées les substances radioactives.

Cependant, une contamination des vêtements peut être considérée comme une contamination corporelle externe.

Dans les installations nucléaires, des combinaisons et chaussures constituent les vêtements de travail obligatoires et permettent la protection contre la contamination corporelle.

Des équipements de protection individuels, tels que des tenues spécifiques associées pour une protection supplémentaire à des tenues ventilées, sont parfois utilisés (Figure 8.7).



**Figure 8.7. Habillage en tenue ventilée (photo L.Godart/CEA).**

## 8.5. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Comment définir une contamination non fixée ?**

**2. Qu'entraîne une contamination corporelle externe qui ne serait pas décelée ?**

**3. Quelles sont les voies de pénétration possibles d'une contamination radioactive dans l'organisme ?**

**4. Pourquoi le rayonnement $\alpha$ ne présente t-il aucun danger en exposition externe et s'avère-t-il particulièrement dangereux en exposition interne ?**

**5. L'iridium-192 a une période radioactive de 74 jours. En cas d'incorporation accidentelle, il va se fixer préférentiellement sur le foie pour lequel la période biologique d'élimination est de 27 jours.**
**a) Calculer la période effective d'élimination.**
**b) Indiquer l'ordre de grandeur du temps nécessaire pour éliminer 99 % de l'activité présente dans le foie.**

**6. Le césium-137 est un émetteur $\beta/\gamma$. L'énergie du rayonnement $\gamma$ le plus important est de 662 keV. Le soufre-35 est un émetteur $\beta$ dont l'énergie maximum est de 168 keV.**
**a) En cas d'incorporation de césium-137, quelle méthode sera utilisée pour évaluer l'activité ?**
**b) Même question pour le soufre-35.**

**7. Le tritium est un émetteur $\beta$ dont l'énergie maximum est de 18,6 keV et a comme période effective $T_e$ = 10 jours.**
**a) Que pensez-vous de l'analyse d'urine d'un opérateur ayant eu lieu le 01/06/2005, sachant qu'il a incorporé le produit radioactif le 01/02/2005 ?**
**b) Quelle activité incorporée restera-t-il si au départ elle était de 500 kBq ?**

**8. Que signifient les initiales DPUI ? Dans quelle unité s'exprime cette grandeur ? Quelle est son utilité ?**

**9. Quelle est la dose efficace engagée due à l'incorporation de 1,2 MBq de cobalt-60 ? La valeur de la DPUI correspondante est de $2{,}9.10^{-8}$ Sv.Bq$^{-1}$.**

**10. Citer deux équipements de laboratoire permettant de confiner une contamination atmosphérique.**

**11. Citer les deux types d'équipement qui peuvent être utilisés pour assurer une protection des voies respiratoires. Indiquer leur différence fondamentale.**

***Réponse 1 :***

C'est une contamination qui est aisément transférable par contact et peut générer une contamination atmosphérique si, suite à certaines circonstances particulières, elle est mise en suspension dans l'air.

***Réponse 2 :***

Une exposition externe des tissus vivants sous-jacents (sauf pour les α et les β de faible énergie). Celle-ci serait alors permanente jusqu'à ce quelle soit découverte.

***Réponse 3 :***

L'inhalation, l'ingestion, le transfert au travers de la peau soit par blessure ou directement dans certains cas. Exemple : eau tritiée.

***Réponse 4 :***

Le rayonnement alpha a un parcours très faible dans la matière. En exposition externe, la couche morte de la peau est suffisante pour l'arrêter ; il ne peut donc atteindre les tissus vivants. En revanche, en exposition interne, il est capable de transférer directement et localement une grande énergie d'où sa nocivité particulière.

***Réponses 5 :***

**a)** $T_e = \dfrac{T \times T_b}{T + T_b} = \dfrac{74 \times 27}{74 + 27} \approx 20$ jours.

**b)** Pour éliminer 99 % d'une activité par décroissance effective, il faut attendre environ 7 fois la période soit : $t \approx 7 \times 20 = 140$ jours.

***Réponses 6 :***

**a)** anthropogammamétrie,

**b)** analyse d'urine.

***Réponses 7 :***

**a)** Il s'est écoulé 4 mois soit 120 jours entre la date de l'incorporation et la date de l'analyse. On peut penser que compte tenu de la valeur de la période effective du tritium, l'efficacité de la détection ne sera pas optimale surtout si l'activité incorporée n'est pas importante : il aurait fallu un examen beaucoup moins tardif.

**b)** $A = A_0 \times e^{-\frac{\ln 2 \times t}{T_e}} = 500.10^3 \times e^{-\frac{\ln 2 \times 120}{10}} \approx 120$ Bq.

***Réponse 8 :***

Dose efficace Par Unité d'Incorporation.

Elle s'exprime en $Sv.Bq^{-1}$.

Connaissant l'activité incorporée, le type de personne exposée (public, travailleur), la granulométrie des particules, la forme physicochimique de la substance, elle permet d'estimer la dose efficace engagée due à cette incorporation (ingestion ou inhalation).

***Réponse 9 :***

$1{,}2.10^6 \times 2{,}9.10^{-8} = 0{,}0348$ Sv = 34,8 mSv

***Réponse 10 :***

Boîte à gants et hotte ventilée.

***Réponse 11 :***

Les appareils filtrants et les appareils isolants (autonomes).

Les premiers utilisent l'air ambiant et le décontaminent par passage sur un filtre, les seconds utilisant un apport d'air extérieur.

# 9 Réglementation en radioprotection

Josette Briand-Champlong, Thierry Lahaye, Marc Ammerich, Henri Métivier

## Introduction

Par définition, la réglementation est un ensemble de règles, de règlements et de prescriptions qui concernent un domaine particulier. En matière de radioprotection, celle-ci constitue un volet des dispositions plus générales relatives à l'hygiène et à la sécurité des travailleurs et à la protection du public. Elle est définie ainsi par le décret 2002-255 du 22.02.02 : « *La radioprotection est l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement.* »

La PCR, personne compétente en radioprotection, fait elle-même partie du dispositif réglementaire. En effet, ce statut a été créé en 1967 par décret et aujourd'hui sa désignation, ses missions, ses relations avec les autres acteurs de la radioprotection font l'objet d'articles rédigés dans le Code du travail.

La France a réglementé la radioprotection des travailleurs dès 1934 au travers d'un décret et de deux arrêtés édictant des « précautions particulières » à prendre pour éviter les dangers que présentent les « corps radioactifs » et les rayons X. Ces textes ont été remplacés dans la pratique par des circulaires puis par des réglementations intervenues en ordre dispersé jusqu'à la mise en pratique des normes de base d'Euratom, elles-mêmes fondées sur la doctrine élaborée par la CIPR.

Si la réglementation a donc été longtemps considérée comme un recueil de textes administratifs où les considérations techniques l'emportaient sur le droit, il n'en est plus de même depuis 2001. Elle comporte aujourd'hui tous les aspects du droit : pénal, civil et administratif. Les principaux nouveaux textes applicables ont été codifiés dans le Code de la santé publique et le Code du travail, parties législatives et réglementaires. Les utilisateurs se doivent de considérer le risque radiologique au même titre que les autres risques dits classiques, le droit s'appliquant à l'ensemble des mesures nécessaires à la protection des travailleurs, du public, des patients et de l'environnement.

Par construction, la réglementation présente un caractère évolutif : alors que la nouvelle réglementation française achève de se mettre en place (les principaux textes sont publiés), il est déjà envisagé d'apporter (dès 2007) des modifications au principal décret concernant la radioprotection des travailleurs, et de l'assortir d'une circulaire d'application comportant entre autres points un éclairage sur la fonction de la PCR.

Ce chapitre, arrêt sur image et état des lieux de la réglementation au début de l'année 2007, s'articule autour de 5 parties :

- le cadre international ;
- l'organisation nationale ;
- les points clés de la radioprotection ;
- les différents acteurs de la radioprotection ;
- le rôle de la Personne Compétente en Radioprotection.

Les notions fondamentales relatives au système de protection comme les autorisations préalables, la surveillance de l'exposition, la classification des travailleurs et des locaux, etc. y seront présentées, ainsi que le cadre des différents textes et organismes, nationaux et internationaux, qui participent à l'établissement des règles de radioprotection en vigueur.

Pour suivre les évolutions et se tenir informées des mises à jour, les personnes en charge de l'application de la radioprotection dans leurs établissements disposent d'outils efficaces comme les revues de radioprotection qui proposent toutes une veille réglementaire (parution et abrogation des textes), sans oublier, pour un suivi en temps réel, l'accès aux textes officiels sur le site « Légifrance » : http://www.legifrance.gouv.fr.

L'indispensable connaissance approfondie et actualisée de la réglementation ne constitue pas néanmoins une fin en soi : le rôle de la personne compétente est avant tout de mettre en œuvre une radioprotection efficace, en tout état de cause de qualité *au moins égale* à celle assurée par le respect des textes ; et pour cela, la personne compétente devra faire appel avant tout à d'excellents contacts relationnels !

# 9.1. Instances internationales

En 1895, Wilhelm Konrad Rœntgen découvre des rayons inconnus, les rayons X, et réalise la première radiographie mondiale en exposant la main de son épouse. Il en avertit la communauté scientifique par le manuscrit : « *À propos d'un nouveau rayonnement* ».

C'est sur l'initiative de l'Angleterre que fut organisé, à Londres, le premier congrès mondial sur la science des rayonnements et la radiologie médicale, en 1925.

Devant le succès de cette réunion, il est décidé de renouveler cette manifestation trois ans plus tard à Stockholm, initiant ainsi les congrès internationaux de radiologie.

## *9.1.1. Instances internationales non gouvernementales*

### *9.1.1.1. Commission internationale des unités et mesure des rayonnements (ICRU)*

La Commission internationale des unités et mesure des rayonnements (ICRU) a été créée en 1925 au cours du premier congrès international de radiologie.

Depuis ses débuts, l'objectif principal de cette commission est d'élaborer des recommandations acceptables internationalement, principalement, dans les domaines suivants :

- les grandeurs et unités de rayonnement et de radioactivité ;

- les procédures adaptées pour la mesure et l'application de ces grandeurs pour la radiologie diagnostique, la radiothérapie, la radiobiologie et les actions industrielles ;
- les données physiques nécessaires à l'application de ces procédures.

Les efforts de l'ICRU portent sur la collecte et l'évaluation des données les plus récentes relativement à la mesure des rayonnements et de la dosimétrie et recommande dans ses publications les valeurs et techniques les plus acceptables. En particulier, cette commission a donné les définitions de toutes les grandeurs utilisées ainsi que la notion de grandeurs opérationnelles, permettant l'étalonnage pratique de l'instrumentation. Celles-ci sont détaillées dans les *Rapports ICRU* 39, 47 et 51. http://www.icru.org/

#### 9.1.1.2. Commission internationale de protection radiologique (CIPR)

La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) est l'organisme international de référence. Les travaux de cette commission ont permis l'élaboration des grands principes de la radioprotection qui seront repris dans les réglementations communautaires (Euratom) et nationales. L'existence de cette organisation explique en grande partie l'homogénéité des réglementations nationales de par le monde en protection radiologique.

Née en 1928, sous l'impulsion des médecins radiologues, elle est chargée d'établir des normes destinées à lutter contre les effets délétères des rayonnements ionisants observés chez les radiologues. Elle s'appelait alors *International X Ray and Radium Protection Committee* (IXRPC) et les sources de rayonnements visées étaient alors les générateurs électriques médicaux et le radium.

En 1950 elle se réorganise et devient l'*International Commission on Radiological Protection* (ICRP) que les Français appelleront CIPR. Elle reste dans ses statuts une commission de la société internationale de radiologie, bien qu'indépendante dans ses actes. Organisation non gouvernementale, son champ de compétence s'est alors étendu au-delà des activités médicales, essentiellement l'énergie nucléaire. Ce n'est que récemment qu'elle a effectué un recentrage de ses activités pour prendre sa dimension actuelle, la protection des individus et de l'environnement face aux rayonnements ionisants quelle que soit leur nature. Elle travaille étroitement avec l'*International Commission on Radiation Units and measurements* (l'ICRU).

Elle est composée d'experts internationaux cooptés, bénévoles, régulièrement renouvelés, choisis pour apporter une gamme étendue d'expertise et totalement indépendants des États et des organisations d'États.

Sur la base de ses propres analyses, mais aussi de celles effectuées par des organismes scientifiques, tels l'UNSCEAR, la CIPR publie régulièrement des recommandations proposant aux États la mise en place d'un système de protection radiologique. Aujourd'hui, sa reconnaissance au niveau international a conduit à l'instauration d'un système unique pour la protection de l'Homme, qu'il soit travailleur ou membre du public.

La CIPR est une organisation hors mur, son siège suivant la localisation géographique de son président. Ses réunions s'effectuent tour à tour au gré des invitations de ses membres. Elle est constituée d'une commission principale de 12 membres et de 5 comités chargés :

- des aspects biologiques et des facteurs de risque ;
- des calculs de doses ;

- des applications médicales ;
- des applications des recommandations ;
- de l'environnement depuis 2005.

Considérant la qualité de ses travaux, de grands organismes internationaux la financent, CCE, OMS, etc., son budget restant très limité car elle ne produit que des documents écrits. http://www.icrp.org/

#### 9.1.1.3. Comité scientifique des Nations unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR)

Le Comité scientifique des Nations unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants a été fondé le 3 décembre 1955 par décision de l'assemblée générale des Nations unies suite à la déclaration historique du président des États Unis D.W. Eisenhower, le 8 décembre 1953, « *Atoms for Peace* ». À l'origine composé d'experts reconnus de 15 États, il comprend aujourd'hui 21 pays, représentant un équilibre diplomatique voulu par l'ONU. Les participants à ce Comité sont nommés par leur État. Si son siège est à l'ONU, les bureaux de ses agents permanents sont depuis 1974 à Vienne, proches de l'AIEA.

À l'origine, ce comité fut créé pour recueillir toutes les informations concernant les expositions des populations aux rayonnemens ionisants, qu'ils soient d'origine humaine, tels les retombées des essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère, ou naturelle, et d'étudier leurs effets sur la santé de l'Homme mais aussi sur l'environnement. Ses rapports font autorité ; ils ont servi par le passé de base scientifique au traité d'interdiction des essais nucléaires dans l'atmosphère en 1963.

Tourné à ses débuts vers les applications militaires et civiles du nucléaire, il a rapidement étendu son champ d'activité à toutes les sources d'exposition aux rayonnements ionisants, comme l'utilisation médicale.

Ses travaux continuent toujours d'influencer les programmes des organisations internationales de protection radiologique, la CIPR en premier lieu mais aussi l'AIEA, l'OMS, et le BIT.

Ses derniers grands rapports datent des années 2000 et 2001, une nouvelle série devrait être publiée en 2007 ou 2008, ils sont consultables sur le site du Comité, http://www.unscear.org.

### 9.1.2. Organismes internationaux gouvernementaux

Formulées par les représentants des pays, les recommandations éditées par ces organismes sont généralement reprises dans la législation des États, en particulier ceux de la Communauté européenne.

#### 9.1.2.1. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a été créee en 1957 en réponse aux profondes peurs et espoirs résultant de la découverte de l'énergie atomique.

C'est à partir d'idées développées dans « *Atoms for Peace* » que furent jetées les bases d'un statut de l'agence. Ce statut fut unanimement approuvé par 81 nations en 1956. Alors que de plus en plus de pays atteignaient la maîtrise de la technologie nucléaire, la pression devint forte pour que des garanties et engagements internationaux permettent de stopper la dissémination d'armes nucléaires et autorisent leur éventuelle élimination. Cela se concrétisa en 1968 par le « Traité de non-prolifération des armes nucléaires ».

L'AIEA œuvre pour une utilisation sans danger et à des fins pacifiques de la technologie nucléaire. Les trois piliers de la coopération nucléaire définis dans les statuts de l'agence sont :

– la vérification : l'AIEA est l'inspecteur mondial dans le domaine du nucléaire, avec plus de 40 ans d'expérience dans la vérification. Les inspecteurs veillent à ce que le matériel nucléaire ne soit pas utilisé à des fins militaires ;

– la promotion de la sécurité ;

– la promotion de la science et de la technologie.

Les travaux de l'agence font l'objet de publications : les « *Safety series* » (standards, guides, recommandations, procédures, données...) et sont établies conjointement avec d'autres organismes. http://www.iaea.org/

### *9.1.2.2. Agence pour l'énergie nucléaire*

En 1957 fut créée l'*European Nuclear Energy Agency* (ENEA), au sein de l'*Organization for European Economic Co-operation* (OEEC), elle-même née en 1948 dans la foulée du plan Marshall. L'OEEC deviendra en 1961 l'OCDE et l'ENEA deviendra l'AEN dans les années 1970. Cette agence fut créée pour promouvoir le nucléaire civil auprès des États membres de l'OCDE.

L'AEN comporte plusieurs comités dont un chargé de la radioprotection, le *Committee on Radiation Protection and Public Health* (CRPPH). Chargé à sa création d'établir, en concertation avec les États-Unis, des textes réglementaires applicables aux états membres, il devint avec l'émergence de la CIPR, de la Communauté européenne et de l'AIEA, une instance non décisionnelle faisant le lien entre la CIPR et les instances réglementaires des États. Depuis quelques années, le CRPPH est devenu le lieu où les textes proposés par la CIPR sont discutés dans le détail avant que la Commission ne les transforme en recommandations. Cette évolution du dialogue permet une meilleure compréhension de ces recommandations et une applicabilité plus aisée.

À côté de ce rôle essentiel qui lui a été confié dès sa création, ce comité a développé des programmes propres et originaux qui ont contribué largement à l'amélioration de la radioprotection. Citons le programme « *Information System on Occupational Exposure* » (ISOE) qui, en instaurant une comparaison des performances en matière de radioprotection dans les centrales nucléaires de ses états membres, et même d'états associés, a largement contribué à la mise en place du système d'optimisation et conduit à la baisse les doses d'irradiations reçues par les travailleurs.

Suite aux accidents de Three Mile Island en 1979 et particulièrement de Tchernobyl en 1986, le CRPPH a compris la nécessité d'échanges d'informations dépassant les frontières et a lancé une série d'exercices internationaux au sein du programme « *International Nuclear Emergency Exercise* » (INEX).

D'autres comités traitent de tous les problèmes associés à l'énergie nucléaire, la sûreté des installations, la gestion des déchets radioactifs, les problèmes juridiques liés à l'activité nucléaire... mais aussi la collecte des informations thermodynamiques, nucléaires et les codes de calcul, essentiels pour les chercheurs et ingénieurs. http://www.nea.fr/

### *9.1.2.3. Instances de normalisation*

#### Commission électrotechnique internationale (CEI)

La Commission électrotechnique internationale (CEI) est une organisation non gouvernementale fondée en 1906, la France y est représentée par l'Union technique de l'électrotechnique (UTE).

Elle comporte des comités spécifiques européens de normalisation comme le Comité européen de normalisation auquel est rattaché un groupe radioprotection et le Comité européen de normalisation électrotechnique, plus particulièrement en charge de l'instrumentation, y compris la mesure des rayonnements.

La CEI a produit plus de 5 000 publications dans les domaines des performances, de la conception, du comportement et des conditions d'utilisation des appareils. http://www.iec.ch/

#### Organisation internationale de normalisation (ISO)

L'Organisation internationale de normalisation (ISO) est une organisation non gouvernementale ; la France y est représentée par l'AFNOR. Son sigle provient du grec « *isos* » qui veut dire égal, il est donc identique quel que soit le pays.

La normalisation internationale a commencé dans le domaine électrotechnique avec la création, en 1906, de la Commission électrotechnique internationale (CEI) et avec la Fédération internationale des associations nationales de normalisation (ISA), créée en 1926. À Londres en 1946, les délégués de 25 pays décidèrent de créer une nouvelle organisation internationale « dont l'objet serait de faciliter la coordination et l'unification internationales des normes industrielles ». La nouvelle organisation, ISO, entra officiellement en fonction le 23 février 1947.

L'ISO est un réseau d'instituts nationaux de normalisation de 157 pays, selon le principe d'un membre par pays, dont le secrétariat central, situé à Genève, assure la coordination d'ensemble. Ces instituts font partie de la structure gouvernementale de leur pays ou sont mandatés par leur gouvernement ou bien sont issus du secteur privé. Quelle que soit la taille ou la force de son économie, chaque membre participant aux travaux de l'ISO dispose d'un vote. Les normes ISO sont volontaires : en tant qu'organisation non gouvernementale, l'ISO n'est pas investie de l'autorité de les mettre en vigueur.

Les normes ISO sont des accords techniques, consensuels entre les délégations nationales, qui procurent le cadre de référence qui facilite les échanges et le transfert de technologies (relation client fournisseur). Pour les gouvernements, les normes internationales fournissent les bases technologiques et scientifiques qui sous-tendent la législation en matière de santé, de sûreté et d'environnement. Celles-ci ont été adoptées par certains pays dans le cadre de leurs règlements ou sont citées dans des lois auxquelles elles servent de base technique.

En ce qui concerne les rayonnements, il existe une commission technique (TC 85) de l'énergie nucléaire et un sous-comité (SC2) chargé de la radioprotection. Les normes publiées par ces instances concernent les domaines des rayonnements, des performances des appareils de mesure, de la fabrication des sources radioactives et de la dosimétrie (par exemple la norme applicable aux laboratoires de mesures pour la dosimétrie passive). Depuis 1999, une vingtaine de normes a été publiée.

Par exemple, l'ISO vient de normaliser un nouveau pictogramme destiné à avertir toute personne, en particulier non spécialiste, du danger présenté par une source radioactive (Figure 9.1).



**Figure 9.1. Nouveau pictogramme sur les dangers des rayonnements ionisants (ISO 21482).**

Ce pictogramme devrait être utilisé pour les sources de catégorie 1, 2 et 3 sur les 5 de l'échelle établie par l'AIEA, c'est-à-dire pour les sources dangereuses susceptibles de causer la mort ou des blessures sévères.

Pour mémoire, la catégorie 1 recouvre les sources de très haute activité pouvant délivrer des doses mortelles en quelques minutes ou quelques heures. Ces sources sont celles employées dans des générateurs radiothermiques, des irradiateurs et en téléthérapie.

Les sources de la catégorie 2 sont habituellement employées dans le cadre de pratiques telles que la radiographie gamma industrielle et la curiethérapie à débit de dose élevé ou moyen.

Dans les sources de la catégorie 3, on trouve généralement les jauges industrielles fixes dotées de sources de haute activité (capteurs de niveau, jauges de dragues, jauges de convoyeurs et jauges d'épaisseur). http://www.iso.org/

## 9.1.3. Instances européennes

La France est l'un des 6 pays fondateurs de l'Union européenne, qui compte aujourd'hui 27 États membres. L'Union a été construite autour de trois traités instituant trois communautés :

– la Communauté européenne du charbon et de l'acier (CECA), créée en 1951 pour 50 ans, disparue en 2002 ;

– la Communauté économique européenne (CEE) devenue Communauté européenne (CE), créée en 1957 et passant d'économique à politique ;

– la Communauté européenne de l'énergie atomique (CEEA) ou Euratom, créée aussi en 1957.

Les deux communautés restantes (CE et Euratom) ont les mêmes institutions, dont les principales sont le Conseil de l'Union qui représente les États membres, la Commission européenne, le Parlement élu et la Cour de justice. Les textes adoptés par l'Union sont contraignants juridiquement, soit directement (règlements), soit après transposition dans les droits nationaux (directives).

#### 9.1.3.1. Euratom

En 1957, le déficit en énergie traditionnelle des six États fondateurs de la CEE les a incités à chercher dans l'énergie nucléaire le moyen d'atteindre l'indépendance énergétique. Comme l'énergie nucléaire était chère et que les coûts d'investissement nécessaires dépassaient les possibilités d'États isolés, les États fondateurs se sont unis pour constituer l'Euratom. Son histoire, sa préparation et son entrée en vigueur se confondent avec le traité instituant la CEE.

Le traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique a été signé le 25 mars 1957 à Rome. Il est entré en vigueur le 1er janvier 1958.

Contrairement au traité CE, le traité Euratom n'a jamais connu de grands changements. Malgré l'adoption du traité constitutionnel (UE), le traité Euratom reste en vigueur. Les modifications apportées au traité Euratom par le traité constitutionnel se limitent à des adaptations aux nouvelles règles établies par la Constitution. La Communauté européenne de l'énergie atomique n'a pas fusionné pour l'instant avec l'Union et garde donc une personnalité juridique distincte, tout en partageant les mêmes institutions.

Parmi ses principes fondateurs, le traité Euratom devait contribuer à la poursuite de l'intégration européenne par le développement de l'énergie atomique et contribuer, par l'établissement des conditions nécessaires à la formation et à la croissance rapide des industries nucléaires, à l'élévation du niveau de vie dans les États membres. Le traité Euratom contribue de nos jours à la mise en commun des connaissances, des infrastructures et du financement de l'énergie nucléaire.

L'Euratom n'a de compétences que dans le domaine de l'énergie nucléaire civile et pacifique. Selon le traité, ses missions spécifiques sont les suivantes :

– développer la recherche et assurer la diffusion des connaissances techniques ;

– établir et assurer l'application de normes de sécurité uniformes pour la protection sanitaire de la population et des travailleurs ;

– faciliter l'investissement et assurer la réalisation des installations fondamentales nécessaires au développement de l'énergie nucléaire dans l'UE ;

– veiller à l'approvisionnement régulier et équitable de tous les utilisateurs dans l'UE en minerais et combustibles nucléaires ;

– garantir que les matières nucléaires civiles ne sont pas détournées à d'autres fins (notamment militaires) ;

– promouvoir le progrès dans l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire en travaillant avec les pays tiers et les organisations internationales ;

– constituer des entreprises communes (comme le projet ITER par exemple).

Les contrôles de sécurité d'Euratom s'articulent avec ceux exercés par l'AIEA dans le cadre d'accords tripartites conclus par les États membres, la Communauté et l'AIEA.

Le chapitre III du titre II du traité, relativement à la protection sanitaire (articles 30 à 39), porte essentiellement sur l'établissement de normes de base, l'obligation de transposition des textes dans la réglementation nationale des États membres, la protection de l'environnement et la déclaration des projets de rejets.

#### *9.1.3.2. Textes européens*

Le traité demeure une véritable valeur ajoutée pour ses membres. En effet, sur la base de ce traité et des propositions de la Commission, le Conseil a adopté des textes qui établissent des normes de base européennes en radioprotection. Chaque État membre prend les dispositions législatives, réglementaires et administratives propres à assurer le respect de ces normes de base, y compris des mesures concernant l'enseignement, l'éducation et la formation professionnelle. La législation adoptée affecte également les applications médicales, la recherche, les niveaux maximums admissibles de contamination radioactive pour les denrées alimentaires, ainsi que les mesures de protection à prendre en cas d'urgence radiologique.

Le schéma institutionnel du traité Euratom repose sur le « triangle institutionnel » formé par le Conseil, la Commission et le Parlement européen. La Commission européenne (un collège de commissaires désignés, assistés d'une administration) propose les textes juridiques soumis au Conseil (représentants des États) et, selon le cas pour codécision ou avis, au Parlement (députés européens élus dans leurs pays). La Commission veille au respect des textes communautaires (traités et droit dérivé) avec si besoin le concours de la Cour de justice. Les textes émis par l'Union européenne peuvent être de nature différente :

– les recommandations et les avis qui « n'ont aucun caractère obligatoire » ;

– les décisions qui sont obligatoires dans tous leurs éléments pour les destinataires qu'elles désignent ;

– les règlements qui ont une portée générale et qui sont obligatoires dans tous leurs éléments et directement applicables dans tout État membre ;

– les directives qui lient tout État membre quant au résultat à atteindre tout en laissant aux instances nationales la compétence quant à la forme et aux moyens. Les États membres de l'Union européenne sont tenus de transposer ces directives dans leurs droits internes dans les délais prévus par celles-ci.

  Ces textes sont publiés au Journal Officiel des Communautés Européennes (JOCE).

La réglementation française en matière de radioprotection actuellement en vigueur intègre les dispositions des principales directives suivantes :

- directive 89/618/Euratom du Conseil du 27 novembre 1989 relative à l'information du public en situation d'urgence radiologique ;
- directive 90/641/Euratom du Conseil du 4 décembre 1990, concernant la protection opérationnelle des travailleurs extérieurs exposés à un risque de rayonnements ionisants au cours de leur intervention en zone contrôlée ;
- directive 96/29/Euratom du Conseil du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants ;
- directive 97/43/Euratom du Conseil du 30 juin 1997 relative à la protection sanitaire des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants lors d'expositions à des fins médicales ;
- directive 2003/122 du 22 décembre 2003 relative au contrôle des sources radioactives de haute activité et des sources orphelines.

### 9.1.4. Grands principes de la radioprotection

Dans le système de protection, tel qu'il est présenté par les dernières recommandations de la CIPR, retranscrites dans les directives européennes et mis en place dans les dernières transpositions de la réglementation française de 2001 à nos jours, toutes les activités contrôlables comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants, quelles qu'elles soient, sont prises en compte.

Dans la publication 60 de la CIPR et les textes qui en découlent, les champs d'application du système de protection radiologique sont regroupés en deux catégories : les pratiques et les interventions. Pour les premières concernant des activités planifiées, une autorisation est nécessaire, elle peut être retirée à tout moment par les autorités de sûreté. Les interventions dans le vocable CIPR concernent les solutions dites « héritées », la contamination radioactive due à la dispersion de radionucléides après un accident, ou plus simplement la radioactivité naturelle rencontrée dans les habitats. Les interventions, non planifiables, ne se réglementant pas, on se contentera de recommandations.

Ce vocable (pratique, intervention, planifiable) étant mal compris par beaucoup (par exemple une intervention industrielle est une pratique dans le sens de la CIPR, puisque planifiable), il fallait donc repréciser les divers champs d'application. Aujourd'hui la CIPR propose trois catégories : les activités planifiables (les anciennes pratiques), les situations héritées, telles la contamination radioactive après l'accident de Tchernobyl et les situations d'urgence qui font l'objet d'un traitement séparé.

La CIPR traite de la protection radiologique pour l'exposition professionnelle, l'exposition médicale (diagnostique ou thérapeutique) et l'exposition du public. Elle s'intéresse aux rayonnements naturels lorsque l'exposition à ces rayonnements est liée à une activité humaine.

Elle introduit alors la notion d'exposition contrôlable qui limite le champ d'application du système de protection radiologique. Par déduction sort du système l'exposition interne due à la présence de potassium-40 dans nos organismes et le rayonnement cosmique à la surface de la Terre. À l'inverse les navigants des compagnies aériennes également exposés aux rayonnements cosmiques entrent dans le champ d'application du système ; de même

pour le radon sur les lieux de travail ou les travaux sur les radioéléments naturels. Pour ces situations, la CIPR utilise le barbarisme « exposition naturelle renforcée ».

Une fois le champ d'application défini, la CIPR fait reposer son système de protection radiologique sur trois principes, non hiérarchisés car devant s'appliquer simultanément.

Ces trois principes sont la justification, l'optimisation et la limitation. Les premiers textes de la CIPR n'édictaient que l'application du principe de limitation puis de justification. Le principe d'optimisation n'est apparu qu'en 1976 avec la *CIPR Publication* 26.

Rappelons que, par précaution, la CIPR base ce système sur l'hypothèse que toute dose même infime peut produire un effet, et que pour modéliser la relation entre l'exposition et les effets, elle préconise une relation linéaire sans seuil. De plus, depuis la fin des années 1970, elle a fixé des limites d'exposition qui soustraient les travailleurs et *a fortiori* les populations aux effets déterministes, précoces.

Les trois principes sont repris dans la *CIPR Publication* 60, qui gouverne la mise en place de la réglementation en radioprotection actuelle. Ils sont présents dans tous les textes européens et français en particulier dans l'article L.1333-1 du Code de la santé publique, partie législative, publié pour la première fois dans l'ordonnance du 28 mars 2001.



#### 9.1.4.1. Principe de justification

Aucune pratique ne peut être adoptée si elle n'apporte pas un avantage suffisant aux individus exposés ou à la société. La CIPR confie ce rôle d'approbation aux autorités nationales. Ainsi on pourra observer de par le monde que certains états trouvent justifié le recours à l'énergie nucléaire, d'autres non.

Selon ce principe, certaines utilisations sont aujourd'hui interdites (jouets, paratonnerres, ajout d'uranium dans les prothèses dentaires, alimentation, etc.) et d'autres font l'objet de restrictions, comme par exemple les détecteurs d'incendie.

Ceci conduit à des régimes de déclaration et d'autorisation d'utilisation des sources qui figurent dans les directives européennes et sont reprises dans la réglementation française. Ces régimes sont destinés à contrôler leur justification, leur suivi et leurs conditions de mise en œuvre.

Le texte français est explicite : « *Une activité nucléaire ou une intervention ne peut être entreprise ou exercée que si elle est justifiée par les avantages qu'elle procure, notamment en matière sanitaire, sociale, économique ou scientifique, rapportés aux risques inhérents à l'exposition aux rayonnements ionisants auxquels elle est susceptible de soumettre les personnes*. ».

Une fois la justification acquise, la CIPR demande que soient appliqués les deux autres principes, l'optimisation et la limitation.

#### 9.1.4.2. Principe d'optimisation

Si l'on considère que les effets aléatoires n'ont pas de seuil, toute activité, même justifiée produira des effets puisque dès lors l'exposition nulle n'existe pas. La CIPR demande alors de réduire autant que faire se peut, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, l'exposition aux rayonnements ionisants. Ce second principe d'optimisation est plus souvent connu sous l'acronyme anglo-saxon ALARA, « *As Low As Reasonably Achievable* ».

Ceci conduit à accepter un risque « limité » en mettant en œuvre des moyens permettant de le réduire ; l'application du principe ALARA se faisant toutefois dans une échelle d'exposition que l'on a jugée par ailleurs acceptable ou tolérable.

Ce principe « ALARA » tient compte à la fois du principe de précaution et du principe d'équité (réduire les doses au niveau le plus bas raisonnablement possible, en commençant par les doses les plus élevées). Il sous-entend une estimation préalable des expositions, une étude de l'organisation du travail visant à minimiser les doses et un contrôle en temps réel. Il conduit aussi à développer la notion de contrainte de dose que l'on se fixe comme objectif à ne pas dépasser pour une opération ou une activité particulière. La contrainte est inférieure à la limite, mais n'est pas infranchissable. Il n'y a pas de sanction si l'on dépasse la contrainte fixée dans la mise en place « ALARA », mais un retour d'expérience est nécessaire pour comprendre et rectifier le dépassement. Selon la CIPR, la contrainte est fixée par l'opérateur en accord avec l'autorité de contrôle.

Le texte français est clair : « *L'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant d'une de ces activités ou interventions doit être maintenue au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des techniques, des facteurs économiques et sociaux et, le cas échéant, de l'objectif médical recherché*. »

Un examen historique des doses reçues par les travailleurs montre que l'application du principe ALARA a conduit à une baisse significative et régulière de ces doses.

### 9.1.4.3. Principe de limitation

La justification est une affaire collective, l'optimisation garantit que les expositions soient les plus basses possible, sans qu'une valeur plafond ne soit formellement fixée. C'est pourquoi, la CIPR, voulant une protection individuelle, énonce un troisième principe dit de limitation : « Toute exposition aux rayonnements ionisants sera maintenue à titre individuel, strictement inférieure aux limites fixées par la réglementation. »

Les limites, rappelons-le, sont fixées de manière à interdire l'apparition de tout effet déterministe et à maintenir la fréquence d'apparition des effets stochastiques à un niveau jugé acceptable.

Le texte français dit : « *L'exposition d'une personne aux rayonnements ionisants résultant d'une de ces activités ne peut porter la somme des doses reçues au-delà des limites fixées par voie réglementaire, sauf lorsque cette personne est l'objet d'une exposition à des fins médicales ou de recherche biomédicale* ».

## 9.1.5. Historique et perspectives

Les premières recommandations de la CIPR alors IXCRP datent de 1928. Elles limitaient l'exposition à environ 1 000 mSv car l'objectif de l'époque était d'éviter les effets déterministes à seuil. En 1951, elle propose une limite de 3 mSv par semaine, toujours pour les effets à seuil, mais dès 1954 les premiers résultats des études épidémiologiques montrent l'apparition d'un excès de leucémies parmi les survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki. La CIPR introduit donc en 1958 de nouvelles limites fixées à 50 mSv pour les travailleurs et 5 mSv pour le public, dans le but de limiter le nombre d'effets qualifiés de stochastiques, c'est-à-dire les cancers et les effets héréditaires. Avec ces nouvelles limites, l'apparition d'effets à seuil était grandement diminuée. Dans le même

document, la CIPR, prenant en compte les incertitudes autour des études épidémiologiques, introduisit une notion de précaution en basant son attitude de protection sur une relation linéaire sans seuil : quelle que soit la dose, un effet peut être observé, sa fréquence d'apparition variant avec la dose.

Apparaissait donc alors ce que nous appellerons plus tard le principe de précaution. Notons également que même sans information, la CIPR s'est, dès les années 1950, préoccupée des générations à venir en affectant un coefficient de risque important pour les effets héréditaires. L'absence d'observation de ces effets parmi la cohorte des survivants des bombardements nucléaires, après deux générations, l'engage petit à petit à diminuer ce risque. Seule une attitude de prudence la conduit aujourd'hui à maintenir une part de risque héréditaire. La venue de nouvelles générations lui permettra dans les années à venir de définitivement statuer sur la possibilité d'un tel effet, nous le verrons plus loin.

Dans sa publication 26 (1977), la CIPR précisait le système de protection encore en partie appliqué de nos jours et édictait les trois grands principes que nous avons décrits ci-dessus : justification, optimisation et limitation. Ils servent toujours aujourd'hui de base aux législations européennes et mondiales publiées en 1980 et 1984, et française de 1986 et 1988.

Enfin dans sa publication 60 (1990), la CIPR tint compte d'une réestimation des doses reçues par les survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki et diminua ses limites de doses à 20 mSv/an pour les travailleurs et 1 mSv pour le public. Tout en laissant la possibilité d'atteindre 50 mSv en une année si le total de 5 années ne dépassait pas 100 mSv. La France n'a pas utilisé cette souplesse dans sa réglementation actuelle.

Comme nous l'avons vu au fil de ce chapitre, la CIPR se fixe régulièrement comme objectif d'émettre de nouvelles recommandations pour tenir compte d'une part des avancées scientifiques mais aussi d'autre part de l'évolution de la société. Donc 17 ans après ses dernières recommandations, la CIPR dans la droite ligne de sa démarche historique fera paraître en 2007 de nouvelles recommandations sans évolution radicale par rapport aux précédentes.

Ce nouveau texte n'apportera pas de grands bouleversements, mais confirmera les options prises dans la publication 60. Ce texte apportera en revanche de nombreuses simplifications à un système perçu comme complexe. Nous l'avons vu dans le paragraphe précédent, la notion de pratique et d'intervention est clarifiée. La notion de contrainte, également appelée « niveaux de références », est mieux expliquée et étendue à toutes les situations.

Selon les rapports de l'UNSCEAR, le risque à long terme de cancer et d'effets héréditaires est moindre d'environ 10 % qu'il y a quelques années. La CIPR juge cependant que cette diminution n'est pas suffisante, compte tenu des incertitudes, pour changer ses limites de dose. Elle garde donc les valeurs recommandées dans sa publication 60 pour les travailleurs comme pour le public. Elle apporte quelques ajustements à ses facteurs de pondération, diminuant d'au moins de moitié le risque lié aux protons et au neutrons de moins de 1 Mev. Plus spectaculairement elle réduit, suivant ainsi les recommandations de l'UNSCEAR, le risque héréditaire de 20 à 8 %, cette dernière valeur étant conservée à titre de précaution.

Si dans l'ensemble le texte n'est pas révolutionnaire, la partie concernant l'utilisation de la dose collective l'est indiscutablement. La CIPR, tirant les leçons des mauvaises utilisations de ce concept en matière d'évaluation des risques de cancers parmi les populations exposées à de faibles doses (l'accident de Tchernobyl en est l'exemple), redéfinit

l'utilisation de ce concept et l'exclut pour l'évaluation des effets sur la santé. Elle recommande également de ne pas l'utiliser sur des périodes de temps largement supérieures à l'espérance de vie des populations. Enfin, prenant également en compte les controverses autour de la relation linéaire sans seuil, la CIPR répète que son utilisation pour la radioprotection est un outil pragmatique et efficace, mais n'exclut pas une autre relation dose-effet dans des situations particulières.

## 9.2. Organisation nationale : textes réglementaires et organismes

En matière de radioprotection, la France a, comme tous les États membres de l'Union européenne, l'obligation de transposer les directives européennes prises en application des recommandations de la CIPR dans sa réglementation nationale, et cela dans des délais définis.

La mise en place de la réglementation française actuelle a débuté en 2001 et est en voie d'achèvement début 2007. Elle est le résultat de la transposition des trois directives : 90/641, 96/29 et 97/43, reprenant les recommandations de la publication 60 de la CIPR parue en 1990.

Ces textes s'inscrivent bien entendu dans une structure organisationnelle nécessaire pour les rédiger et les promulguer, vérifier leur application et conseiller les pouvoirs publics sur les plans techniques et juridiques.

### *9.2.1. Différents types de textes français*

Il existe au niveau national : les lois, les actes réglementaires et les documents administratifs sans valeur réglementaire. L'application d'un acte réglementaire (loi, décret, arrêté, circulaire) s'impose à tous mais n'a pas nécessairement un caractère général.

#### *9.2.1.1. Lois et ordonnances*

Proposées par le Gouvernement (projets) ou par le Parlement (propositions), votées par le Parlement et publiées au Journal officiel, les **lois** ont obligatoirement un caractère général et ne peuvent intervenir que dans les domaines précisés dans la Constitution (art. 34 et 37). Le Gouvernement a la possibilité, en vertu de l'article 38 de la Constitution, pour l'exécution de son programme, de demander au Parlement l'autorisation de prendre des **ordonnances**. Celles-ci sont prises en Conseil des ministres après avis du Conseil d'État et doivent être ratifiées par le Parlement. Elles entrent en vigueur dès leur publication et deviennent caduques si le projet de ratification n'est pas déposé devant le Parlement dans le délai requis par l'habilitation.

C'est cette démarche qui a été adoptée dans le but d'accélérer la transposition des directives européennes.

#### 9.2.1.2. Décrets

Les décrets sont des décisions gouvernementales ayant pour objet d'appliquer une loi ou de réglementer certaines questions qui ne sont pas du domaine de la loi.

La réglementation actuelle en radioprotection s'appuie sur quatre décrets principaux relatifs à la population, l'intervention, les patients et les travailleurs ; auxquels s'ajoutent deux décrets concernant la matériovigilance et le contrôle qualité des dispositifs médicaux.

#### 9.2.1.3. Arrêtés et circulaires, décisions

Un arrêté est une décision prise pour appliquer un décret ou plus rarement une loi (interministériel, ministériel, préfectoral, municipal).

La totalité des arrêtés nécessaires à l'application des décrets actuels n'est pas encore publiée à la fin 2006.

Une circulaire est un document exposant une politique gouvernementale, déterminant les règles de fonctionnement des services administratifs, commentant les lois et règlements en vigueur.

Quelques circulaires à caractère général sont publiées au Journal officiel ou dans le Bulletin officiel du ministère d'origine et deviennent dès lors opposables aux particuliers tout comme les décrets et les arrêtés. Une circulaire à paraître en 2007 devrait préciser le décret 2003-296.

Il en existe actuellement une concernant la gestion des déchets et effluents radioactifs hors industrie nucléaire.

Les décisions sont des textes proposés par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN, voir paragraphe 9.2.4.1) pour permettre l'application d'un décret. Ces textes doivent être homologués par les ministres concernés pour être mis en œuvre ; la décision homologuée fait l'objet d'un arrêté spécifique.

#### 9.2.1.4. Codes

Les codes constituent des recueils de dispositions législatives ou réglementaires traitant d'un même sujet, rassemblés pour en faciliter l'utilisation (Code civil, pénal, du travail, de la santé publique, de la sécurité sociale, etc.).

En simplifiant, le Code du travail recueille essentiellement les mesures de prévention (conditions d'hygiène et de sécurité) et le Code de la sécurité sociale les mesures de réparation (maladies professionnelles). Le Code de la santé publique regroupe les principes généraux de radioprotection et les dispositions relatives à l'exposition des populations.

#### 9.2.1.5. Autres documents

Ces documents administratifs sont normalement dépourvus de valeur réglementaire (décisions, instructions, directives, recommandations, avis).

Certaines recommandations peuvent être introduites par des arrêtés comme les recommandations faites aux médecins exerçant la surveillance médicale des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants et approuvées par un arrêté du 28 août 1991.

## 9.2.2. Historique des textes français

Les bases de la radioprotection furent introduites par le décret du 5 décembre 1934 qui ne concernait alors que la protection contre les effets déterministes, seuls effets connus jusqu'en 1950.

Le tableau 9.1 montre le parallélisme et la continuité des textes existant entre les recommandations de la CIPR, les textes européens et les transcriptions de ces derniers en droit français.

**Tableau 9.1. Correspondance entre les recommandations de la CIPR, les directives Euratom et la réglementation française.**

| CIPR | Réglementation européenne | Réglementation française |
|---|---|---|
| 1928 - premières recommandations<br>1950 - création CIPR | | 1934 - Décret du 5/12/34<br><br>1957 - Circulaire du 3/6/57 du ministère de la Santé : effets, normes, surveillance médicale |
| 1958 - CIPR 1<br>1959 - CIPR 2<br>1962 - CIPR 6 | 1959<br>Directive 20.2.59 | 1962 - Circulaire du 7/3/62<br>1966 - Décret nº 66-450 (principes généraux)<br>1967 - Décret nº 67-228 (protection des travailleurs)<br>1975 - Décret nº 75-306 (travailleurs des INB) |
| 1977 - CIPR 26<br>1978 - CIPR 30 | 1980<br>Directive 80/836<br><br>1984<br>Directive 84/466 | 1982 - Demande d'adaptation des textes français par le Premier ministre<br><br>1986 - Décret nº 86-1103 abroge le Décret 67-228<br>1988 - Décret nº 88-521 modifie le Décret 66-450<br>1988 - Décret nº 88-662 modifie le Décret 75-306 |
| 1990 - CIPR 60<br>1994 - CIPR 68<br>1996 - CIPR 72<br>1998 - CIPR 73 | 1990<br>Directive 90/641<br><br>1996<br>Directive 96/29<br><br>1997<br>Directive 97/43 | Décret nº 2001-215 modifie le Décret 66-450<br>Ordonnance nº 2001-198 du 1er mars 2001 (régime juridique des dispositifs médicaux)<br>Ordonnance nº 2001-270 - modifie le Code de la santé publique et du travail<br>Décret nº 2001-1154 (qualité dispositifs médicaux)<br>Décret nº 2002-460 (principes et protection du public)- abroge le Décret nº 66-450<br>Décret nº 2003-270 (protection des patients)<br>Décret nº 2003-295 (interventions)<br>Décret nº 2003-296 (protection des travailleurs) - abroge les décrets nº 86-1103, nº 75-306 et nº 2001-215<br>Décret nº 2004-547 du 15 juin 2004 (exigences de sécurité des dispositifs médicaux) |

Jusqu'à la parution de l'ordonnance du 28 mars 2001, la réglementation française distinguait deux domaines dans la radioprotection, l'un qui concernait les installations nucléaires de bases (décret nº 75-306) et l'autre qui concernait ce que l'on appelait le « petit nucléaire » (décret nº 86-1103), domaines industriel, médical et de la recherche.

La législation actuelle a unifié tous les domaines et repose sur les principaux textes suivants :

- le décret nº 2001-1154 du 5 décembre 2001 relatif à l'obligation de maintenance et au contrôle de qualité des dispositifs médicaux ;
- le décret nº 2002-254 du 22 février 2002 portant sur la création de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) ;
- le décret nº 2002-255 du 22 février 2002 portant sur la création de la direction générale de la sûreté nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR) ;
- le décret nº 2002-460 du 4 avril 2002 relatif à la protection générale des personnes contre les rayonnements ionisants ;
- le décret nº 2003-270 du 24 mars 2003 relatif à la protection des personnes exposées à des rayonnements ionisants à des fins médicales ;
- le décret nº 2003-295 du 31 mars 2003 relatif aux interventions en situation d'urgence radiologique et en cas d'exposition durable ;
- le décret nº 2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants ;
- le décret nº 86-1103 du 2 octobre 1986 modifié relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants est abrogé à l'exception des articles 41 à 46 (dispositions particulières à certaines sources de rayonnements générateurs électriques de rayons X) ;
- le décret nº 75-306 du 28 avril 1975 modifié relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base est abrogé à l'exception des articles 45-1, 45-2 et 45-3 (dispositions particulières applicables aux travailleurs des entreprises extérieures).

Un certain nombre d'arrêtés restent encore à paraître. Dans l'attente de leur parution, les anciens arrêtés d'application des décrets nº 86-1103 et 75-306, modifiés par le décret nº 88-662 du 6 mai 1998 sont appliqués, dans la mesure où ils n'entrent pas en contradiction avec les dispositions nouvelles des Codes de la santé publique et du travail.

La transposition a conduit à l'intégration des principes et des obligations relativement à la radioprotection dans les Codes de la santé publique et du travail.

### *9.2.3. Analyse des principaux textes*

Dans le but d'accélérer la transposition des directives, qui n'était pas achevée à la date butoir du 13 mai 2000, le Gouvernement a demandé au Parlement l'autorisation d'agir par ordonnance.

L'ordonnance du 28 mars 2001 a été précédée de la **loi nº 2001-1 du 3 janvier 2001 portant habilitation du Gouvernement à transposer, par ordonnances, des directives communautaires et à mettre en œuvre certaines dispositions du droit communautaire.** Le Gouvernement était autorisé à légiférer en lieu et place du Parlement.

#### 9.2.3.1. Ordonnance de mars 2001

L'ordonnance n° 2001-270 du 28 mars 2001 relative à la transposition de directives communautaires dans le domaine de la protection contre les rayonnements ionisants modifie certaines dispositions législatives du Code de la santé publique et du Code du travail. Elle comporte trois parties :

– titre I : dispositions relatives à la protection de la population ;

– titre II : dispositions relatives à la protection des travailleurs ;

– titre III : dispositions relatives à l'outre-mer.

Modification du Code de la santé publique

Les dispositions du titre 1er du livre III (articles L.1331-1 à L.1331-20 et L.1336-5 à L.1336-9) portent sur les modifications apportées au Code de la santé (élargissement de la base législative et réorganisation des articles) et celles du livre IV (articles L.1421-1 à L.1424-6) sur les contrôles et les inspections.

Il est créé un chapitre III « Rayonnements ionisants » dans le livre III « Prévention des risques sanitaires liés à l'environnement et au travail ».

L'ordonnance prend en compte la totalité des activités comportant un risque d'exposition, qu'il s'agisse d'applications médicales, industrielles ou de recherche y compris les interventions destinées à prévenir ou à réduire les risques radiologiques sur l'environnement suite à un accident. Elle modifie la règle des autorisations, y compris la gestion des radioéléments naturels et abroge certaines dérogations (comme la détention des sources par le CEA (Commissariat à l'énergie atomique) qui devient soumis au droit commun).

Elle précise et rend obligatoire la formation sur la radioprotection des patients et la réduction de l'exposition au rayonnement naturel s'il est renforcé par les activités humaines et introduit un nouveau régime de sanctions pénales.

L'application réglementaire de ces nouvelles dispositions est fixée par le décret dit « population » n° 2002-460 du 4 avril 2002 pris en Conseil d'État.

Modification du Code du travail

La modification du Code du travail est rendue nécessaire pour l'application de la directive 90/941 relative au droit du travail du travailleur non salarié (il est son propre employeur) et qui devient soumis aux mêmes règles que les travailleurs bénéficiant d'un contrat.

De même, pour assurer la protection renforcée (sanitaire et sociale) du travailleur bénéficiant d'un contrat précaire (à durée déterminée CDD ou d'intérim), il est institué un système de « *prorata temporis* » – limitation stricte de l'exposition maximale rapportée à la durée du contrat – et de prorogation du contrat jusqu'à conformité de la dose en cas de dépassement.

Les mesures d'application sont détaillées par le décret « travailleurs » n° 2003-296 du 31 mars 2003 pris en Conseil d'État.

### 9.2.3.2. Code de la santé publique

Les références des principaux articles de ce code, dont certains possèdent des arrêtés d'application, sont les suivantes :

Partie législative

| **Partie législative** | - 1$^{ère}$ partie Protection générale de la santé<br>- Livre III Protection de la santé et environnement<br>- Titre III Prévention des risques sanitaires liés aux milieux<br>- **Chapitre III Rayonnements ionisants** |
|---|---|
| L.1333-1 | Définition des activités nucléaires - Prise en compte des principes généraux |
| L.1333-2 | Interdiction de certaines activités |
| L.1333-3 | Déclaration obligatoire des accidents et incidents |
| L.1333-4 | Régime d'autorisation et de déclaration<br>Seuils d'exemption<br>Autorisation de substitution : INB ou ICPE |
| L.1333-5 | Retrait et suspension d'autorisation |
| L.1333-6 | Plan d'urgence interne |
| L.1333-7 | Reprise de source par le fournisseur |
| L.1333-8 | Mesures de protection et d'information |
| L.1333-9 | Inventaire des sources – Fichier national |
| L.1333-10 | Mesures concernant les rayonnements naturels en milieu de travail et lieux ouverts au public |
| L.1333-11 | Formation à la radioprotection du patient |
| L.1333-12 | Types de radionucléides concernés |
| L.1333-13 | Conditions d'attribution d'utilisation |
| L.1333-14 | Interdiction de publicité pour les radionucléides utilisés en médecine |
| L.1333-15 | Autorisation des médicaments contenant des radionucléides |
| L.1333-16 | Réglementation des substances vénéneuses |
| L.1333-17 | Désignation des inspecteurs de radioprotection |
| L.1333-18 | Installations intéressant la défense nationale |
| L.1333-19 | Rôle et moyens des inspecteurs de radioprotection |
| L.1333-20 | Liste des activités pour lesquelles les modalités d'application du chapitre III sont fixées par décrets |

| **Partie législative** | - 1$^{ère}$ partie Protection générale de la santé<br>- Livre III Protection de la santé et environnement<br>- Titre III Prévention des risques sanitaires liés aux milieux<br>- **Chapitre VI Sanctions pénales** |
|---|---|
| L.1336-1 à L 1336-9 | Liste des infractions, des moyens de leur constat par les inspecteurs, et des niveaux de sanction (emprisonnement et amende) pour les personnes responsables pénalement |

| | |
|---|---|
| **Partie législative** | - 1ère partie Protection générale de la santé<br>- Livre IV Administration générale de la santé<br>- Titre II Administration<br>- **Chapitre 1er Services de l'État** |
| L.1421-1 à L 1421-6 | Liste des agents en charge des contrôles, de leurs droits, des appuis juridiques pour exercer leurs fonctions et des documents qu'ils peuvent réclamer<br><br>Autorités compétentes |

Partie réglementaire

- Livre III Protection de la santé et environnement ;
- Titre III Prévention des risques sanitaires liés au milieu et sécurité sanitaire environnementale ;
- Chapitre III Rayonnements ionisants.

• **Partie réglementaire introduite par le décret nº 2002-460 du 4 avril 2002 :** les articles concernant les limites et les autorisations de détenir des rayonnements ionisants seront développés dans les thèmes correspondants du paragraphe 9.3. De même pour la section 2 sur les rayonnements naturels.

| | |
|---|---|
| **Section 1** | Mesures générales de protection de la population contre les rayonnements ionisants |
| R.1333-1 | Exclusion des appareils électriques fonctionnant sous une tension de moins de 5 kV |
| R.1333-2 | Interdiction formelle d'addition de radionucléides artificiels dans les biens de consommation |
| R.1333-3 | Interdiction d'addition de déchets provenant d'une activité nucléaire dans les biens de consommation |
| R.1333-4 | Dérogation aux deux précédents articles |
| R.1333-5 | Demande de dérogation – Liste des produits ayant obtenus dérogations |
| R.1333-6 | Demande d'autorisation à joindre à la demande de dérogation |
| R.1333-7 | Obligation du chef d'établissement – Mise en place de moyens – Contrôles internes |
| **R.1333-8** | **Limites annuelles d'exposition applicables à la population** |
| R.1333-9 | Liste des personnes pour lesquelles les limites ne sont pas applicables |
| R.1333-10 | Estimation des doses externes et engagées – Méthodes de calcul – Approbation d'autres méthodes |
| R.1333-11 | Réseau national de mesure de la radioactivité |

| | |
|---|---|
| R.1333-12 | Dispositions pour les rejets d'effluents liquides et gazeux et l'élimination des déchets – Mise à disposition des inventaires correspondants |
| **Section 2**<br>**R.1333-13 à R.1333-16** | **Exposition aux rayonnements ionisants d'origine naturelle** |
| **Section 3** | Régime général d'autorisations et de déclarations |
| **Sous-section 1**<br>**R.1333-17 à R.1333-20** | **Autorisations et déclarations : fabrication, détention, distribution, importation, exportation de radionucléides, et essais sur les dispositifs émetteurs de rayonnements ionisants destinés à des fins médicales** |
| **Sous-section 2**<br>**R.1333-21 à R.1333-25** | **Autorisations et déclarations : utilisation des rayonnements ionisants pour la médecine, l'art dentaire, la biologie humaine et la recherche biomédicale** |
| **Sous-section 3**<br>**R.1333-26 à R.1333-28** | **Autorisations et déclarations : utilisation des rayonnements ionisants pour des activités nucléaires autres que celles destinées à la médecine, à l'art dentaire, à la biologie humaine et à la recherche biomédicale** |
| **Sous-section 4**<br>**R.1333-29 à R.1333-44** | **Dispositions communes applicables aux régimes d'autorisations délivrées en application de la section 3** |
| **Section 4**<br>**R.1333-45 à R.1333-53** | **Acquisition, distribution, importation, exportation, cession, reprise et élimination des sources radioactives** |
| **Section 5**<br>**R.1333-54** | **Contrôle** |

- **Partie réglementaire introduite par le décret nº 2003-270 du 24 mars 2003**

| **Section 6** | **Protection des personnes exposées à des rayonnements ionisants à des fins médicales ou médico-légales** |
|---|---|
| R.1333-55 | Champ d'application |
| **Sous-section 1** | Application du principe de justification des expositions aux rayonnements ionisants |
| R.1333-56 | Analyse préalable à l'acte pour statuer sur la justification de l'acte – Base de la justification – Accord médecin prescripteur médecin réalisateur de l'acte |
| R.1333-57 | Prévalence du médecin réalisateur |
| R.1333-58 | Interdiction de la radioscopie sans intensification d'image |
| **Sous-section 2** | Application du principe d'optimisation lors d'exposition aux rayonnements ionisants |
| R.1333-59 | Mise en place de procédures de réduction des doses – Obligation de maintenance et d'assurance de la qualité. |
| R.1333-60 | Personne spécialisée en radiophysique médicale – Formation de cette personne |
| R.1333-61 | Cas de la femme en état de procréer, enceinte ou allaitant |
| R.1333-62 | Exposition optimisée des organes en radiothérapie ou curiethérapie |
| R.1333-63 | Radiothérapie expérimentale |

| | |
|---|---|
| R.1333-64 | Médecine nucléaire – Optimisation des quantités injectées – Exposition optimisée des organes pour les actes thérapeutiques – Conseils et informations aux patients |
| R.1333-65 | Exposition en recherche et pour des procédures médico-légales – Contrainte de doses |
| R.1333-66 | Informations écrites entre demandeur et réalisateur de l'acte |
| **Sous-section 3** | Dispositions diverses |
| R.1333-67 | Qualité et responsabilité des exécuteurs des actes |
| R.1333-68 | Qualité des dispositifs – Niveaux de références diagnostiques |
| R.1333-69 | Protocoles pour la réalisation des actes |
| R.1333-70 | Guides de prescriptions – Rôle de l'ANAES (Agence nationale d'accréditation et d'évaluation en santé) |
| R.1333-71 | Mise à jour des guides de procédures |
| R.1333-72 | Informations spécifiques concernant les enfants et les femmes |
| R.1333-73 | Mise en place d'audits d'évaluation des pratiques par l'ANAES |
| R.1333-74 | Formation à la radioprotection des professionnels de santé – Organismes agréés – Programme de formation – Conditions d'agrément |

• **Partie réglementaire introduite par le décret n° 2003-295 du 31 mars 2003**

Le décret n° 2003-295 du 31 mars 2003 s'applique aux interventions en situations d'urgence radiologique ou résultant d'une exposition durable aux rayonnements ionisants.

Il définit la situation d'urgence : « lorsqu'un incident ou un accident risque d'entraîner une émission de matières radioactives ou un niveau de radioactivité susceptible de porter atteinte à la santé publique ».

Le responsable de l'activité nucléaire à l'origine de la situation prend les mesures de protection qui s'imposent et procède à une première évaluation des circonstances et conséquences et met en œuvre, le cas échéant, le Plan d'urgence interne (PUI). Il informe les autorités.

Les autorités compétentes se tiennent prêtes à mettre en œuvre les actions de protection de la population dès lors que les prévisions indiquent que les niveaux d'intervention (arrêté du 13 octobre 2003) vont être atteints.

Le Préfet décide de la mise en œuvre des mesures de protection, il dirige les opérations de secours et assure l'information des populations sur la base des informations qui lui sont fournies par le responsable de l'activité, l'ASN (Autorité de sûreté nucléaire, voir 9.2.4.1), les départements ministériels compétents et les organismes placés sous leur tutelle : IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, voir 9.2.5.1), etc.

Le responsable de l'activité nucléaire à l'origine de l'exposition est tenu de mettre en place un dispositif de surveillance des expositions et de procéder à un assainissement du site et collabore à l'action de l'autorité de police compétente.

En l'absence du responsable connu ou solvable, le propriétaire du site a les mêmes obligations.

L'autorité de police compétente :

– informe la population ;

– délimite un périmètre ;

– met en place un dispositif de surveillance des expositions ;

– réglemente l'accès ;

– met en œuvre toute intervention appropriée pour réduire l'exposition des personnes compte tenu des niveaux de référence.

Si les doses estimées le justifient, les intervenants bénéficient des dispositions définies par la réglementation pour les travailleurs exposés.

| **Section 7** | **Situations d'urgence radiologique et d'exposition durable aux rayonnements ionisants** |
|---|---|
| R.1333-75 | Champ d'application |
| R.1333-76 | Définition de l'urgence radiologique |
| R.1333-77 | Définition de l'exposition durable |
| R.1333-78 | Source, environnement et personnes concernées |
| **Sous-section 1** | Interventions en situation d'urgence radiologique |
| R.1333-79 | Rôle et obligation du responsable de l'activité – Mise en place du PUI |
| R.1333-80 | Rôle des autorités compétentes, en particulier IRSN et préfet |
| R.1333-81 | Rôle du préfet – Mise en place de moyens – Évaluations et informations |
| R.1333-82 | Évaluation du risque – Bilans dosimétriques – Retour d'expérience |
| **Sous-section 2 R.1333-83 à R.1333-88** | **Intervenants en situation d'urgence radiologique** |
| **Sous-section 3** | Interventions en cas d'exposition durable |
| R.1333-89 | Obligation du responsable de l'exposition durable – Dispositif de surveillance – Assainissement |
| R.1333-90 | Information – Périmètre de protection – Niveaux de référence |
| R.1333-91 | Rôle des experts- Avis aux autorités |
| R.1333-92 | Classement des intervenants |
| **Sous-section 4** | Dispositions diverses |
| R.1333-93 | Compétence du préfet de police de Paris |

### 9.2.3.3. Code du travail

Partie législative

| | |
|---|---|
| **Partie législative** | - Livre 1er Conventions relatives au travail<br>- Titre II Contrat de travail<br>- Chapitre II Règles propres au contrat de travail<br>- Section 1 Contrat à durée déterminée |
| L.122-3-17 | Application du *prorata temporis* au personnel en CDD |
| **Partie législative** | - Chapitre IV Travail temporaire<br>- Section 4 Dispositions diverses |
| L.124-22 | Application du *prorata temporis* aux personnels d'intérim |
| **Partie législative** | - Livre II Réglementation du travail<br>- Titre III Hygiène, sécurité et conditions de travail<br>- Chapitre 1er Dispositions générales<br>- Section 1er Contrat à durée déterminée |
| L.231-1 | Listes des établissements soumis aux conditions d'utilisation des rayonnements ionisants |
| L.231-1-1 | Listes des établissements exemptés pour lesquels des dispositions particulières sont appliquées |
| L.231-1-7 | Modalités d'application aux travailleurs |

Partie réglementaire

Les références des principaux articles de ce code sont les suivantes :

– Livre II - Réglementation du travail

– Titre III - Hygiène, sécurité et conditions de travail

– Chapitre 1er - Dispositions générales

– Deuxième partie - Décrets en Conseil d'État

– Section 8 - Prévention du risque d'exposition aux rayonnements ionisants

La protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants est introduite dans la partie réglementaire du Code du travail par le décret n° 2003-296 du 31 mars 2003.

La presque totalité des articles constituant ce décret est analysée par thème dans les dossiers du paragraphe 9.3.

| | |
|---|---|
| **Sous-section 1** | Champ d'application et principes de radioprotection |
| R.231-73 | Champ d'application (type de d'activité – type de salarié) à l'exclusion de la radioactivité naturelle |
| R.231-74 | Obligations administratives et techniques du chef d'établissement – Relation avec sous-traitant – Cas du travailleur non salarié |
| R.231-75 | Optimisation des doses – Analyse du poste de travail – Évaluation prévisionnelle dose collective et individuelle – Surveillance de l'exposition |
| R.231-76 | Limites annuelles d'exposition des travailleurs exposés |
| R.231-77 | Limites annuelles d'exposition pour le personnel féminin enceinte ou allaitant – Limites pour les apprentis et étudiants |
| R.231-78 | Exclusion des examens médicaux des limites |
| R.231-79 | Expositions exceptionnelles ou d'urgence radiologique |
| R.231-80 | Calculs des doses efficaces et équivalentes – Discordance dosimétrie passive/dosimétrie opérationnelle |
| **Sous-section 2** | Règles techniques d'aménagement des locaux de travail |
| R.231-81 | Délimitation des zones surveillée et contrôlée |
| R.231-82 | Signalisation des risques dans les zones – Règles concernant la contamination |
| R.231-83 | Affichage des règles de sécurité dans les zones |
| R.231-84 | Liste des contrôles à effectuer dans les zones |
| R.231-85 | Mesures de protection collective et individuelle – Équipements de protection |
| R.231-86 | Contrôles techniques d'ambiance |
| R.231-87 | Consignations des informations liées aux contrôles techniques : Document unique (article R 230-1) – Transmission aux autorités concernées |
| **Sous-section 3** | Règles applicables aux travailleurs exposés aux rayonnements ionisants |
| R.231-88 | Classement des travailleurs en catégorie A ou B |
| R.231-89 | Formation des travailleurs au risque – Périodicité de la formation |
| R.231-90 | Information sur la PCR (nom – coordonnées) – Notice sur les risques |
| R.231-91 | Certificat CAMARI pour la radiographie industrielle |
| R.231-92 | Fiche d'exposition |
| R.231-93 | Suivi dosimétrique externe – Dosimétrie passive – Organismes assurant les mesures de dosimétrie externe et interne – Destinataires des résultats de la dosimétrie passive |
| R.231-94 | Dosimétrie opérationnelle – Destinataires des résultats de la dosimétrie opérationnelle |
| R.231-95 | Modalités d'accès aux informations |
| R.231-96 | Dépassement d'une des limites annuelles d'exposition – Dispositions concernant le travailleur – Informations |
| R.231-97 | Mesures à prendre par la PCR en cas de dépassement d'une des limites |

| | |
|---|---|
| **Sous-section 4** | Mesures de surveillance médicale des travailleurs exposés |
| R.231-98 | Examen médical d'aptitude au poste de travail |
| R.231-99 | Fiche d'aptitude – Action de l'inspecteur du travail en cas de contestation |
| R.231-100 | Surveillance médicale spéciale – Bilan des expositions – Examens spécialisés complémentaires |
| R.231-101 | Contenu du dossier médical individuel – Destinataires des informations médicales – Durée de conservation |
| R.231-102 | Carte individuelle de suivi médical |
| **Sous-section 5** | Règles concernant des situations anormales de travail |
| R.231-103 | Exposition soumise à autorisation spéciale – Accord de l'inspecteur du travail |
| R.231-104 | Conditions de participation aux expositions soumise à autorisation spéciale |
| R.231-105 | Dispositions en cas d'accident – Équipe de sécurité en INB |
| **Sous-section 6** | Organisation fonctionnelle de la radioprotection |
| R.231-106 | Rôle et missions de la PCR |
| R.231-107 | Rôle du médecin du travail |
| R.231-108 | Information du CHSCT |
| R.231-109 | Agrément pour la mesure de l'exposition externe ou interne – Contrôle de l'IRSN |
| R.231-110 | Certification des entreprises extérieures travaillant sous rayonnements ionisants |
| R.231-111 | Informations et documents destinés aux organismes de sécurité sociale |
| R.231-112 | Informations et documents destinés aux inspecteurs (INB – ICPE) – Transport de matières radioactives |
| R.231-113 | Rôle de l'IRSN – Veille scientifique – Exploitation des données |
| **Sous-section 7** | Règles applicables dans des cas d'expositions professionnelles liées à la radioactivité naturelle |
| R.231-114 | Règles pour l'utilisation de radionucléides naturels |
| R.231-115 | Règles en cas d'exposition au radon |
| R.231-116 | Règles pour le travail sur aéronefs en vol |

De nombreux textes traitent en outre de la mise en œuvre de rayonnements ionisants dans des domaines autres que la radioprotection (protection physique de la matière, protection de l'environnement, transports, déchets, etc.). Un aperçu de ces textes sera abordé dans les paragraphes 9.3.9 à 9.3.12 au niveau du dossier sur les autorisations.

Les tableaux 9.2 et 9.3 proposent un schéma, respectivement de l'architecture et de l'organisation générale des textes réglementaires.

### 9.2.4. Organismes délivrant les autorisations

L'organisation française en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection repose sur le principe de la responsabilité première de l'acteur principal (exploitant d'INB, médecin

**Tableau 9.2. Architecture générale.**

Partie L du code de la santé publique et du code du travail

*Ordonnance du 28 mars 2001*

| *Code de la santé publique* | | *Code du travail* |
|---|---|---|
| Protection du public | Protection des patients | Protection des travailleurs |
| 2 décrets<br>Population<br>Intervention | 2 décrets<br>Contrôle des dispositifs médicaux<br>Expositions médicales | 1 décret<br>Travailleurs |

**Tableau 9.3. Organisation générale.**

| | | | | |
|---|---|---|---|---|
| **Directive européenne 97/43** | | ← | **Directive européenne 96/29** | |
| **Loi du 1er juillet** Contrôle Qualité | **Ordonnance 2001-270** | | | |
| **Décret déc. 2001** *Dispositifs médicaux* | **Décret Patient 2003-270** *du 24 mars 2003* | **Décret Travailleurs 2003-296** *du 31 mars 2003* | **Décret Intervention 2003-295** *du 31 mars 2003* | **Décret Population 2002-460** *du 04 avril 2002* |
| **Arrêtés d'application** | | | | |

radiologue, chercheur utilisateur de sources, fournisseur ou expéditeur de matières radioactives...) qui est contrôlé par une autorité indépendante assistée de groupes d'experts d'organismes compétents, intervenant en appui technique ou consultatif.

Les modifications de l'organisation préalable s'inspirent largement des conclusions d'un rapport parlementaire de 1998 demandé par le Premier ministre au député Yves Le Déaut, alors président de l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques (créé par la loi nº 83-609 du 8 juillet 1983). Ce rapport préconisait la création d'une autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection et d'une expertise nationale, indépendantes l'une de l'autre ainsi que des exploitants, afin d'assurer une même qualité de radioprotection dans tous les types d'installations, assortie de la promulgation d'une loi sur la transparence nucléaire.

### 9.2.4.1. ASN

La composition de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) a évolué au cours des quarante dernières années. Jusqu'en 2002 elle ne comprend pas le contrôle de la radioprotection. En 2006 elle devient indépendante.

En 1973, le contrôle de la sûreté nucléaire en France relevait du Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN), rattaché au ministre chargé de l'Industrie. Ce service est devenu, en 1991, la direction de la Sûreté des installations nucléaires (DSIN), rattachée aux deux ministres chargés respectivement de l'Industrie et de l'Environnement. L'Autorité de sûreté nucléaire était alors constituée de la DSIN au niveau national, et des divisions des Installations nucléaires (DIN) placées au sein des directions régionales de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE).

Créée par le décret nº 2002-255 du 22 février 2002, la direction générale de la Sûreté nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR), direction d'administration centrale, est placée sous l'autorité des ministres chargés de l'Écologie, de l'Industrie et de la Santé et sa gestion administrative et budgétaire relève du ministère de l'Économie, des Finances et de l'Industrie.

Elle est constituée à partir :

– de la direction de la Sûreté des installations nucléaires (DSIN) ;

– du bureau des rayonnements de la direction générale de la Santé (DGS) ;

– de la partie de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) chargée des contrôles en matière de radioprotection ;

– de la Commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA).

Elle comporte 9 sous-directions et 13 entités de province, les DSNR (directions de la Sûreté nucléaire et de la Radioprotection), intégrées aux DRIRE. DGSNR et DSNR constituent l'ASN.

Le 13 juin 2006, la loi nº 2006-686 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire crée l'Autorité de sûreté nucléaire indépendante du gouvernement qui reprend la quasi-totalité des missions confiées à la DGSNR, à l'exception des missions régaliennes qui restent du ressort des ministres compétents (élaboration des textes règlementaires).

L'ensemble des personnels et moyens de l'ex-DGSNR et des ex-DSNR (qui devraient sortir de la tutelle des DRIRE) sont désormais présents au sein de la nouvelle ASN.

N'étant plus sous tutelle ministérielle, l'ASN est dirigée par une commission de 5 commissaires dont 3 sont nommés par le Président de la République, 1 par l'Assemblée nationale et 1 par le Sénat. Les commissaires actuellement en poste ont été nommés par décret le 8 novembre 2006 ; ils exercent à temps plein, leur mandat n'est pas renouvelable et ils ne reçoivent pas d'instruction du gouvernement ou de tout autre institution.

Ils sont assistés de 6 directions (au lieu des 9 sous-directions précédentes). Citons en particulier la DIT en charge des activités industrielles, des sources et des transports, la DRD chargée des installations de recherche et des déchets et la DIS en charge des rayonnements ionisants et de la santé.

Les 11 DSNR ont reçu délégation pour la délivrance des autorisations.

La mission de l'ASN est d'assurer, au nom de l'État, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France afin de protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés à l'utilisation du nucléaire, et de contribuer à l'information du public. Dans ce but elle :

– prépare et met en œuvre toutes les mesures destinées à prévenir ou limiter les risques sanitaires liés à l'exposition aux rayonnements ionisants ;
– a compétence pour toutes les sources de rayonnements ionisants (installations nucléaires de base, installations industrielles, installations radiologiques médicales) sauf les installations et activités nucléaires intéressant la défense ;
– met en œuvre la politique nationale en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection ;
– assure les inspections, conjointement avec les corps d'inspecteurs compétents, des dispositions réglementaires en matière de radioprotection. Elle a donc des missions d'inspection dans tous ces domaines ;
– assure le contrôle du transport des matières radioactives à usage civil ;
– contrôle la gestion des déchets radioactifs ;
– contrôle les rejets d'effluents et les déchets des installations nucléaires de base ;
– organise la veille permanente en radioprotection ;
– participe à l'organisation de crise ;
– contribue à l'information du public et des pouvoirs publics.

Pour remplir sa mission, l'Autorité de sûreté nucléaire fait appel à l'appui technique des experts de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

#### 9.2.4.2. DSND

Le délégué à la Sûreté nucléaire et la Radioprotection pour les activités et les installations intéressant la Défense (DSND) a été mis en place par le décret n° 2001-592 du 5 juillet 2001, pour préserver la confidentialité de la défense. C'est l'autorité de sûreté nucléaire

et de radioprotection pour les installations et activités nucléaires intéressant la défense qui comprennent :

- les installations nucléaires de bases secrètes de la défense et de l'industrie (INBS) ;
- les systèmes nucléaires militaires ;
- les centres d'expérimentation nucléaire ;
- les transports de matière nucléaire intéressant la défense.

Les autres installations de la défense (médicales, industrielles, recherche) sont gérées par le droit commun (DSNR).

Dans son champ de compétence, le DSND propose aux ministres (Défense et Industrie) la réglementation particulière, contrôle les dispositions techniques en radioprotection, instruit les dossiers des INBS et dirige les inspections.

L'expertise de sûreté nucléaire pour le DSND est effectuée par une sous-direction de l'IRSN, la direction de l'Expertise nucléaire de Défense (DEND).

#### *9.2.4.3. AFSSAPS*

L'Agence française de sécurité sanitaire des produits de santé (AFSSAPS) a hérité des compétences de l'agence du médicament élargies à tous les produits de santé depuis mars 1999.

Elle garantit au travers de ses missions de sécurité sanitaire l'efficacité, la qualité et le bon usage de tous les produits de santé destinés à l'Homme :

- les médicaments ;
- les matières premières à usage pharmaceutique ;
- les dispositifs médicaux et les dispositifs de diagnostic *in vitro* ;
- les produits biologiques et issus de biotechnologie ;
- les produits cosmétiques.

L'AFSSAPS dispose de pouvoirs importants. En effet, dès qu'un produit présente ou est susceptible de présenter un danger pour la santé, elle peut faire suspendre ou interdire toute activité industrielle, retirer du marché ou consigner le produit ; elle peut également revoir les conditions d'utilisation ou d'emploi des produits. Elle est appuyée dans ses missions par des inspecteurs assermentés et habilités. Elle peut aussi solliciter l'intervention d'autres corps d'inspection (inspection régionale de la pharmacie, inspection des douanes, inspection des fraudes).

Elle intervient actuellement dans les demandes d'autorisation concernant des substances utilisées pour les soins et contenant des composés radioactifs. Ce point pourrait évoluer avec la révision du Code de la santé publique.

## 9.2.5. Organismes experts

### 9.2.5.1. IRSN

La loi nº 2001-398 du 9 mai 2001 créant une Agence de sécurité sanitaire environnementale, prévoit aussi à son article 5 la création d'un Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) par fusion de l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) et de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) séparé du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) auquel il était rattaché.

Le décret nº 2002-254 du 22 février 2002 crée l'IRSN, établissement public à caractère industriel et commercial (EPIC). C'est l'expert en radioprotection et en sûreté nucléaire pour le compte des autorités (ASN et DSND), dont il est indépendant.

Il est placé sous la tutelle des ministres chargés de l'Environnement, de l'Industrie, de la Recherche, de la Santé et de la Défense. La mission du nouvel institut est de réaliser des expertises, recherches et travaux pour l'État ainsi que pour tout organisme français ou étranger, public ou privé. À ce titre, il :

– assure les missions d'expertise et de recherche dans les domaines de la sûreté nucléaire, de la sûreté des transports de matières radioactives et fissiles à usage civil, de la protection de l'Homme et de l'environnement contre les rayonnements ionisants, de la protection et du contrôle des matières nucléaires et des produits susceptibles de concourir à la fabrication d'armes, et de la protection des installations et transports contre les actes de malveillance, à l'exclusion de toute responsabilité d'exploitant nucléaire ;

– apporte un appui technique à l'ASN ;

– participe à la veille permanente en matière de radioprotection ;

– exerce une partie de la surveillance dosimétrique des travailleurs ;

– centralise les informations relatives au suivi des personnes (dosimétrie, médical...).

### 9.2.5.2. ANDRA

L'Agence nationale de gestion des déchets radioactifs (ANDRA) a été créée par arrêté ministériel le 7 novembre 1979 au sein du Commissariat à l'énergie atomique (CEA). Elle gère 90 % des déchets radioactifs produits en France. (Les déchets de très haute activité représentant les 10 % restants sont placés en décroissance ou bien stockés dans les installations nucléaires de production ou de retraitement.)

Pour renforcer ses moyens d'action et élargir ses missions, le législateur l'a dotée par la loi du 30 décembre 1991 d'un nouveau statut d'EPIC, indépendant des producteurs de déchets. Cette loi prévoit trois axes de recherche sur la séparation et la transmutation des éléments à vie longue, l'étude des possibilités de stockage réversible et l'étude des procédés de stockage en surface. Elle a créé la Commission nationale d'évaluation (CNE) dont la mission est d'évaluer les recherches et qui devait statuer à la fin de l'année 2006.

L'ANDRA est chargée d'assurer la gestion des centres de stockage de déchets existants, de concevoir, rechercher et implanter les nouveaux centres de stockage, de définir les

spécifications des déchets conditionnés en vue de leur acceptation et de contribuer aux études et travaux concernant les procédés de gestion à long terme des déchets radioactifs.

Sa mission est nettement distincte de celle des autorités de sûreté, puisqu'elle participe à la recherche, met en service, exploite des centres de stockage. Néanmoins, l'ANDRA est amenée à jouer un rôle de surveillance vis-à-vis des producteurs de déchets, pour s'assurer que les spécifications qu'elle édicte sont respectées.

L'ANDRA ne stocke que des déchets produits en France et n'importe pas de déchets radioactifs étrangers. L'agence dispose de moyens permettant de collecter les déchets et de structures adaptées aux traitements qui impliquent leur élimination ou leur stockage.

Pour plus d'informations sur les déchets radioactifs, voir le chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants et gestion des déchets générés ».

L'ensemble des petits producteurs, constitué par les établissements publics ou privés du secteur hospitalo-universitaire, de la recherche et de l'industrie utilisant des produits radioactifs, fait appel à l'ANDRA en vue de l'élimination de leurs déchets radioactifs devant faire l'objet d'un tri par catégorie. La caractéristique majeure des déchets radioactifs produits par ces petits producteurs est leur faible activité alliée à une production limitée, et leur extrême diversité.

Le site internet de l'ANDRA permet d'obtenir directement le guide d'enlèvement des déchets « petits producteurs », avec une mise à jour permanente. Les demandes d'enlèvement sont établies sur un imprimé de l'IRSN.

### *9.2.5.3. Autres*

Comme autres intervenants dans le domaine de l'hygiène et de la sécurité, nous pouvons citer :

– l'Institut national de recherche et de sécurité (INRS) qui apporte son assistance à toute personne en matière de prévention ;

– la direction de la Défense et de la Sécurité civile (DDSC) qui anime et coordonne les services chargés de la mise en œuvre de la prévention et des secours destinés à assurer la sauvegarde des personnes et des biens en cas d'accidents, de sinistres et de catastrophes ou dans des circonstances relevant de la défense civile. Certains transports de matières dangereux sont soumis à son autorisation.

  Les unités de sapeurs pompiers appartenant aux CMIR (cellules mobiles d'intervention radiologique) interviennent en cas d'incidents à caractère radiologique ;

– le Conseil supérieur de la prévention des risques professionnels (CSPRP) qui comporte des représentants syndicaux et joue un rôle consultatif ;

– le Haut Conseil de santé publique (HCSP) créé par la loi n° 2004-806 du 9 août 2004 et qui a remplacé le Conseil supérieur d'hygiène publique de France (CSHPF). Il possède un comité radioprotection et a été doté par l'arrêté du 27 janvier 2004 d'une commission temporaire « sources de rayonnements ionisants ». Il est chargé de proposer des avis sur tous les sujets de radioprotection liés à l'utilisation des sources de rayonnements ionisants et de participer à l'élaboration de la réglementation et des instructions techniques relatives à ces sujets, à l'exclusion de la protection des personnes exposées à des fins médicales ;

www.lemanip.com

– le Centre technique d'homologation des instruments de radioprotection (CTHIR) qui réalise des essais, à la demande de tiers, propres à déterminer la qualification des instruments de radioprotection vis-à-vis des normes appropriées.



## 9.2.6. Autres organismes

### 9.2.6.1. Organismes de contrôle

Il existe un grand nombre d'autres organismes à vocation de contrôle. On peut citer, entre autres :

– les caisses nationale ou régionales d'assurance maladie (CNAM-CRAM) qui assurent la gestion de la politique de prévention des accidents du travail et des maladies professionnelles. Un certain nombre de documents doit être tenu à disposition du Service de prévention de l'organisme de sécurité sociale compétent (SPOSSC). C'est à lui que sont adressées les déclarations de maladies professionnelles ;

– l'Inspection du travail (IT), créée en 1874 pour contrôler l'application des règles relatives aux conditions de travail dans les entreprises. Son rôle, actuellement effectué par l'intermédiaire des inspecteurs du travail qui constituent les services extérieurs, consiste à contrôler l'ensemble du droit du travail, les relations individuelles et collectives du travail, la législation sur l'emploi et la formation professionnelle, les conditions de travail et en particulier la surveillance des conditions d'hygiène et de sécurité des travailleurs.

  Avec l'ASN, l'Inspection du travail exerce le contrôle de la mise en œuvre des dispositions relatives à la radioprotection des travailleurs.

  L'employeur est tenu de porter à la connaissance des personnels le nom et les coordonnées de l'inspecteur du travail dont ils dépendent. Ceux-ci peuvent le contacter directement en cas de problèmes dans l'entreprise.

  Il constitue l'autorité administrative et l'interlocuteur privilégié de l'employeur qui doit le solliciter pour les avis, déclarations et autorisations de sa compétence.

  Un certain nombre de documents doit être tenu à sa disposition. Il donne son accord pour les cas d'exposition sous autorisation spéciale. Il est compétent en cas de désaccord sur l'aptitude.

– les directions régionales de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE) qui assurent les inspections dans le cadre des installations classées pour la protection de l'environnement. Début 2007, elles comportent encore en leur sein les DSNR (voir paragraphe 9.2.4).



### 9.2.6.2. Organismes sous la tutelle ou le contrôle de l'État

– Conseil supérieur de la sûreté et de l'information nucléaires (CSSIN) qui a des attributions dans tous les secteurs qui relèvent de la sécurité nucléaire au sens large ;

– Comité interministériel de la sécurité nucléaire (CISN) ;

– Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB).

Cette liste n'est pas exhaustive.



## 9.3. Points clés de la radioprotection

Cette troisième partie aborde la radioprotection du public et des travailleurs par thèmes regroupant chacun, de manière exhaustive, les différentes règles qui s'y rapportent, quelles qu'en soient la nature, l'origine ou la chronologie : loi, ordonnance, décret, code, arrêté, décision ou circulaire.

Ces règles trouvent leur fondement dans le Code de la santé publique qui définit les principes fondamentaux de la radioprotection : la justification, l'optimisation et la limitation. Il établit un régime d'autorisation ou de déclaration encadrant désormais toutes les activités dites « nucléaires » (industrielle, médicale. . .) et fixe les mesures générales de protection applicables en la matière aux personnes, notamment les limites maximales d'exposition dites admissibles.

Pour ce qui concerne les travailleurs, ces règles sont complétées de dispositions particulières qui définissent les mesures d'organisation de la radioprotection, notamment en cas de co-activité (sous-traitance. . .), les conditions d'aménagement des locaux de travail, la formation ainsi que les modalités de suivi radiologique et médical. Les notions qui sont connexes à un thème sont regroupées avec le thème (par exemple le dossier individuel avec l'aptitude médicale du personnel).

Cet ensemble réglementaire est par ailleurs complété de dispositions spécifiques, relatives aux interventions en situation d'urgence radiologique ou aux expositions durables, insérées dans le Code de la santé publique.

Chacun des thèmes suivants présente l'ensemble des mesures nécessaires à la mise en œuvre du dispositif de prévention des risques dus aux rayonnements ionisants dont bénéficient le public et les travailleurs :

– les limites d'exposition ;

– le zonage radiologique ;

– la classification des personnels ;

– la surveillance médicale ;

– la surveillance de l'exposition ;

– les contrôles à effectuer ;

– les autorisations ;

– les déchets.

Les connexions éventuelles entre thèmes sont signalées.

## 9.3.1. Limites d'exposition

### 9.3.1.1. Limites d'exposition en situation normale

Les rayonnements ionisants constituent, pour les personnes susceptibles d'être exposées, un risque important qu'il convient de prévenir et de limiter. Pour assurer la sécurité et protéger la santé des personnes, le Code de la santé publique et le Code du travail fixent, chacun pour ce qui le concerne, des valeurs limites d'exposition.

Les valeurs limites d'exposition individuelle tiennent compte d'une part des effets stochastiques, sans seuil, d'apparition tardive et, d'autre part, des effets déterministes, n'apparaissant qu'au-delà de seuils élevés, observés en particulier sur la peau, le cristallin et les extrémités ; sont strictement à proscrire. Le principe de limitation indique que l'exposition doit être maintenue strictement en dessous de limites, pour garantir que la personne exposée ne présentera pas d'effets déterministes et que le risque dû aux effets stochastiques sera maintenu au niveau d'un risque acceptable.

Au niveau européen, les limites d'exposition ont été fixées par la directive Euratom 96/29 sur la base des recommandations de la publication n° 60 de la CIPR. Égales à 5 mSv pour le public et 100 mSv pour les travailleurs, ces valeurs correspondent à l'exposition maximale admissible pour ces personnes sur une durée de 5 années consécutives.

La France, dans un souci d'efficacité et de simplification a privilégié la définition de limites d'exposition annuelles. Ces limites, considérées sur 12 mois consécutifs, sont fixées à 1 mSv pour le public et 20 mSv pour les travailleurs. Définies pour l'organisme entier, ces limites sont complétées de limites spécifiques relatives à l'exposition de la peau, du cristallin et des extrémités. Sont considérées comme extrémités : les mains, les avant-bras, les pieds ou les chevilles. Ces limites correspondent :

– pour l'organisme entier, à la somme des doses efficaces dues aux expositions externe et interne : $E = E_{\text{externe}} + E_{\text{interne}}$ ;

– pour la peau, le cristallin et les extrémités à la dose équivalente.

La dose efficace pour l'exposition interne est égale à la somme des doses efficaces dues à l'ingestion et à l'inhalation :

$$E_{\text{interne}} = \sum_j h(g)_{j,\text{inhalation}}.A_{\text{inhalée}} + \sum_j h(g)_{j,\text{ingestion}}.A_{j,\text{ingérée}}$$

où $h(g)$ est la dose efficace engagée par unité d'incorporation, par inhalation ou par ingestion du radionucléide $j$, pour un individu d'âge $g$ ($\text{Sv.Bq}^{-1}$) et $A$ l'activité inhalée ou ingérée exprimée en Bq.

Pour la peau, la limite s'applique à la dose moyenne rapportée à 1 $\text{cm}^2$.

#### Limites d'exposition « public »

Les limites d'exposition « public », fixées par le Code de la santé publique, concernent toutes les personnes de la population générale susceptibles d'être exposées aux rayonnements ionisants dus à une activité nucléaire telle que définie par le code. Elles visent désormais également l'enfant à naître.

Les limites d'exposition « public » ne s'appliquent pas lorsque l'exposition aux rayonnements ionisants concerne :

- des patients au titre d'un diagnostic ou d'un traitement médical dont ils bénéficient ;
- des personnes qui, en connaissance de cause et de leur plein gré, participent à titre privé au soutien et au réconfort de ces patients ;
- des personnes participant volontairement à des programmes de recherche médicale et biomédicale ;
- des personnes ou des intervenants en cas de situation d'urgence auxquels s'appliquent des dispositions particulières ;
- des personnes soumises aux rayonnements ionisants d'origine naturelle.

Trois valeurs limites annuelles sont désormais définies par le Code de la santé publique. La première – existante dans la réglementation précédente – concerne l'exposition de l'organisme entier. Les deux autres limites, nouvellement introduites dans la réglementation, concernent des expositions localisées.

- organisme entier 1 mSv ;
- peau (rapporté à 1 $cm^2$) 50 mSv ;
- cristallin 15 mSv.

*Note : ces limites d'exposition pour le public concernent également les travailleurs « non classés » exerçant dans un établissement utilisant les rayonnements ionisants.*

### Limites d'exposition « travailleurs »

Les valeurs limites d'exposition fixées par le Code de la santé publique sont complétées par le Code du travail dès lors que les personnes concernées sont susceptibles, dans le cadre de leur activité professionnelle, de dépasser l'une des trois valeurs limites mentionnées ci-dessus. Elles constituent, pour les travailleurs, salariés ou non, les niveaux au-delà desquels ils sont considérés, au sens du Code du travail, comme « travailleurs exposés » et, à ce titre, bénéficient de mesures renforcées de protection contre les dangers des rayonnements ionisants. On notera que, par application du principe de prévention, l'évaluation des doses susceptibles d'être reçues par les travailleurs doit prendre en compte les conditions d'exposition les plus pénalisantes, intégrant notamment les aléas raisonnablement prévisibles et inhérents à l'activité professionnelle pratiquée.

Les valeurs limites d'expositions « travailleurs » ne s'appliquent pas aux expositions résultant des radionucléides contenus naturellement dans le corps humain, du rayonnement cosmique régnant au niveau du sol ou du rayonnement résultant des radionucléides présents dans la croûte terrestre non perturbée.

Compte tenu du risque sanitaire lié à l'exposition aux rayonnements ionisants et dans un souci de protection maximale des travailleurs, le Code du travail définit deux catégories de travailleurs auxquelles sont associées des valeurs limites d'exposition distinctes. La première dite catégorie A correspond aux travailleurs susceptibles d'être les plus exposés, la seconde dite catégorie B recouvre tous les autres travailleurs exposés précédemment définis. Pour les travailleurs de catégorie B, les valeurs à ne pas dépasser correspondent au 3/10 des limites quelles qu'elles soient de la catégorie A (voir paragraphe 9.3.3).

- **Les limites d'exposition fixées pour les travailleurs de catégorie A, sont :**

| | |
|---|---|
| – organisme entier | 20 mSv ; |
| – peau (rapporté à 1 $cm^2$) | 500 mSv ; |
| – cristallin | 150 mSv ; |
| – mains, avant-bras, pieds, chevilles | 500 mSv. |

- **Les limites d'exposition fixées pour les travailleurs de catégorie B, sont :**

| | |
|---|---|
| – organisme entier | 6 mSv ; |
| – peau (rapporté à 1 $cm^2$) | 150 mSv ; |
| – cristallin | 45 mSv ; |
| – mains, avant-bras, pieds, chevilles | 150 mSv. |

Quelle que soit leur catégorie, les limites pour le personnel féminin au travail sont identiques à celles du personnel masculin, sauf en cas de grossesse ou d'allaitement.

### Mesures de protection complémentaires

Au-delà de ces dispositions générales, le Code du travail prévoit des mesures plus restrictives pour certains personnels. Ainsi, les valeurs limites d'exposition des travailleurs précaires (intérim, CDD) sont assujetties à un principe dit de « proratisation » ou de « *prorata temporis* » et celles concernant les jeunes travailleurs, les femmes enceintes ou allaitant sont abaissées.

#### • Travailleurs précaires

La protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants est appréciée par des mesures cumulées de l'exposition sur l'année (douze mois consécutifs) (doses annuelles). Cette mesure de l'exposition sur le long terme pose une problématique particulière pour les travailleurs aux contrats précaires (contrat à durée déterminée ou temporaire), dont le contrat de travail est souvent inférieur à l'année.

Pour garantir à ces travailleurs un niveau de protection équivalent à ceux bénéficiant d'un contrat de travail à durée indéterminée, le Code du travail prévoit le principe dit de « proratisation » ou « *prorata temporis* » qui consiste à restreindre les valeurs limites d'exposition – définies pour une période de 12 mois consécutifs – à la durée effective du contrat de travail.

*Note : Par exemple, pour un contrat à durée déterminée de 3 mois, un travailleur classé en catégorie B ne devrait pas recevoir une dose supérieure à :* 3 mois/12 mois × 6 mSv = 1,5 *mSv. Dans le cas contraire, le contrat de travail doit être prolongé d'une durée telle que le prorata temporis soit respecté. C'est-à-dire, si, par exemple, le travailleur a reçu durant ces 3 mois une dose de 2 mSv, le temps de prolongation du contrat sera d'un mois. Durant cette période de prolongation, le travailleur ne doit pas être affecté à des travaux susceptibles de l'exposer à des rayonnements ionisants et doit bénéficier du suivi médical prévu pour les travailleurs de catégorie A.*

**• Femmes enceintes**

La protection contre les dangers des rayonnements ionisants des femmes enceintes est atypique dans le cadre du droit du travail puisqu'elle est fondée sur l'exposition potentielle de l'enfant à naître qui, de fait, est considéré comme une personne du public. Ainsi, dès que la grossesse est déclarée au médecin du travail, l'exposition de l'enfant à naître doit être réduite autant que raisonnablement possible. En tout état de cause, la dose efficace reçue jusqu'à l'accouchement doit être maintenue inférieure à 1 mSv. Les femmes enceintes ne peuvent durant cette période être affectées à des travaux de catégorie A.

*Note : dans la pratique, par mesure de précaution, on évitera toute exposition interne*.

**• Femmes allaitant**

Dans un même souci de protection de l'enfant – cette fois, après la naissance –, le Code du travail prévoit des mesures de protection particulières visant à supprimer tout risque de contamination de l'enfant. À cette fin, les femmes allaitant ne doivent en aucun cas, dans le cadre de leur activité professionnelle, être exposées à un risque de contamination. Elles ne peuvent durant cette période être classées en catégorie A.

**• Mineurs en formation**

La protection contre les dangers des rayonnements ionisants est renforcée pour les personnes âgées de seize à dix-huit ans (apprentis, étudiants, etc.) qui, dans le cadre de leur formation, sont autorisées à être occupées à des travaux les exposant aux rayonnements ionisants.

Ces personnes ne peuvent recevoir des doses supérieures aux valeurs limites définies pour les travailleurs de catégorie B à l'exception de la limite du cristallin qui est fixée à 50 mSv au lieu de 45 mSv* (conforme à la directive européenne) :

| | |
|---|---|
| – organisme entier | 6 mSv ; |
| – peau (rapporté à 1 $cm^2$) | 150 mSv ; |
| – cristallin | 50 mSv* ; |
| – mains, avant-bras, pieds, chevilles | 150 mSv. |

** : ces valeurs devraient être harmonisées*.

### Dépassement des valeurs limites d'exposition

Tout dépassement des valeurs limites d'exposition – définies pour des conditions normales de travail – doit donner lieu à une information dans les meilleurs délais des inspections compétentes (inspection du travail, inspection de la radioprotection...), du médecin du travail et, lorsqu'elles existent, des instances représentatives des salariés de l'entreprise.

Le travailleur concerné est informé de ce dépassement par le médecin du travail qui prend toute disposition qu'il estime utile pour la protection de ce travailleur, notamment en ce qui concerne les expositions ultérieures.

Sauf en cas de situation d'urgence radiologique, pendant la période où la dose reçue demeure supérieure aux valeurs limites mentionnées ci-dessus, le travailleur ne peut être affecté à des travaux l'exposant aux rayonnements ionisants et bénéficie des mesures de

surveillance médicale applicables aux travailleurs de la catégorie A. S'il s'agit d'un travailleur précaire, il ne peut être affecté pendant la prorogation du contrat à des travaux l'exposant aux rayonnements ionisants.

Le personnel est exclu des travaux qui demande d'être classé en catégorie A, mais bénéficie de toutes les mesures relatives à cette catégorie durant la période nécessaire à ce que sa dose redevienne inférieure à la limite.



### *9.3.1.2. Exposition exceptionnelle et urgence radiologique*

Dans le respect des principes fondamentaux de la radioprotection, les limites d'exposition fixées ne doivent pas être dépassées. Néanmoins, dans des circonstances particulières, notamment pour éviter une dégradation des conditions de sécurité de l'installation, le législateur a prévu, dans les Codes du travail et de la santé publique, ce dépassement suivant des procédures strictement encadrées.

Dispositions particulières prévues par le Code du travail

- **Exposition exceptionnelle soumise à autorisation spéciale**

Des circonstances particulières, notamment liées à la sûreté de l'installation, peuvent nécessiter de programmer une intervention sous rayonnements ionisants telle que le dépassement des valeurs limites mentionnées ci-dessus est inévitable. Il s'agit alors d'une « exposition exceptionnelle », strictement encadrée par le Code du travail et qui, en tout état de cause, doit être préalablement autorisée par l'inspecteur du travail.

Cette exposition exceptionnelle, préalablement justifiée, ne peut être autorisée que dans certaines zones de travail et pour une durée limitée. Les travaux ou opérations correspondants doivent être effectués dans le respect des règles concernant les situations anormales de travail prévues par le Code du travail et de la programmation des expositions individuelles, dans la limite d'un plafond n'excédant pas deux fois la valeur limite annuelle d'exposition fixée pour les travailleurs de catégorie A.

- **Exposition exceptionnelle liée à une situation d'urgence radiologique**

Les dispositions particulières de protection des personnels concernés sont fixées conjointement par le Code du travail et le Code de la santé publique. Elles s'appliquent aux personnels intervenant dans le respect des règles concernant les situations anormales de travail prévues par le Code du travail et de la programmation des expositions individuelles sur la base des niveaux de référence d'exposition fixés par le Code de la santé publique. On ne parle plus de limites mais de repères pratiques exprimés en termes de dose efficace.

Un dépassement de ces niveaux de référence peut être admis exceptionnellement dans le cadre d'opérations de secours visant à sauver des vies humaines pour des intervenants volontaires et informés du risque que comporte leur intervention. Dans tous les cas, la dose vie[1] des intervenants ne peut excéder 1 Sv.

Les travailleurs concernés doivent notamment être volontaires et figurer sur une liste préalablement établie, ne pas présenter d'inaptitude médicale, être classés catégorie A,



1 La dose prise en compte est celle reçue par la personne durant toute sa vie.

avoir reçu une information appropriée, et disposer des moyens de dosimétrie individuelle adaptés à la situation.

Dispositions particulières prévues par le Code de la santé

• **Règles de protection applicables en cas d'urgence radiologique**

Ces règles sont définies par le Code de la santé publique, sans préjudice des dispositions prévues par le Code du travail. Elles organisent les modalités d'intervention et de protection des personnes concernées qui sont classées en deux groupes, en fonction des risques sanitaires associés.

*Le premier groupe* est constitué d'équipes spéciales d'intervention technique, médicale ou sanitaire préalablement constituées. Ne peuvent être affectées à ce groupe les femmes enceintes ou allaitant et les personnes âgées de moins de 18 ans. Pour le premier groupe, la dose efficace susceptible d'être reçue est fixée pour la durée de la mission et lorsque l'intervention est destinée à protéger des personnes.

Un dépassement de ce niveau de référence peut être admis exceptionnellement dans le cadre d'opérations de secours visant à sauver des vies humaines pour des intervenants volontaires et informés du risque que comporte leur intervention.

Dans tous les cas, la dose vie des intervenants ne peut excéder 1 Sv.

*Le second groupe* est constitué de personnels intervenant au titre des missions relevant de leur compétence et n'appartenant pas au premier groupe (agents appartenant aux services de l'État chargés de l'Environnement, de l'Industrie et de la Santé ou d'établissements publics en relevant). Ils reçoivent également une information appropriée et bénéficient d'un suivi médical et dosimétrique adapté aux risques. Pour le second groupe la dose efficace susceptible d'être reçue est fixée pour la durée de la mission.

Dans tous les cas, la dose vie des intervenants ne peut excéder 1 Sv.

Après toute intervention, un bilan dosimétrique et une surveillance médicale sont effectués pour les personnels relevant des deux groupes. Les résultats de ces suivis sont inscrits au dossier médical des travailleurs concernés.

*Niveaux de références*

Le tableau 9.4 ci-après rassemble, pour chacun des groupes concernés, les niveaux de références applicables suivant la destination de l'intervention ainsi que la valeur limite d'exposition devant en tout état de cause être respectée.

**Tableau 9.4. Niveaux de références applicables aux interventions d'urgences.**

| Intervenant | Niveaux de référence | Intervention destinée à protéger des personnes | Limite vie |
|---|---|---|---|
| Groupe 1 | 100 mSv | 300 mSv | 1 Sv |
| Groupe 2 | 10 mSv | Exceptionnelle | |

### *9.3.1.3. Valeurs limites d'exposition*

Code de la santé publique : articles : L.1333-20 (3°) - R. 1333-8 - R.1333-86
Code du travail : articles : R. 231-76 à R.231-78, R. 231-88 et R. 231-103 à R. R 231-105

Le tableau 9.5 ci-après rappelle l'ensemble des limites public et travailleurs.

**Tableau 9.5. Valeurs limites d'exposition.**

| Limite d'exposition en mSv/12 mois consécutifs | Catégorie A | Catégorie B Apprentis ou étudiants | Public |
|---|---|---|---|
| **Dose efficace (*E*)** | 20 | 6 | 1 |
| $H_{peau}$ | 500 | 150 | 50 |
| $H_{extrémités}$ | 500 | 150 | |
| $H_{cristallin}$ | 150 | 45 (50) | 15 |
| | | | |
| Femme enceinte | 1 mSv pour la durée de grossesse (enfant à naître) | | |
| Femme allaitant | exclue des travaux à risque de contamination | | |

## 9.3.2. Zonage radiologique

### 9.3.2.1. Principes généraux

Dans le cadre des règles d'aménagement des locaux de travail, la réalisation d'un balisage radiologique réaliste, visible, compréhensible et vérifié régulièrement est l'un des meilleurs garants de la sécurité des personnels et du respect des limites.

La délimitation et la signalisation de zones placées sous la responsabilité du chef d'établissement et dont l'accès est réglementé, constituent l'un des premiers actes effectués pour la radioprotection collective des personnes, puisqu'elles identifient le danger dû aux rayonnements ionisants. Des mesures de prévention adaptées aux risques telles que la surveillance collective et individuelle des expositions radiologiques y sont jointes.

L'arrêté du 15 mai 2006 dit « arrêté zonage » fixe les conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées et des zones spécialement réglementées ou interdites compte tenu de l'exposition aux rayonnements ionisants, ainsi que les règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien qui y sont apposées. Cet arrêté abroge toutes les dispositions antérieures en la matière.

La délimitation des zones réglementées doit conduire à une juste identification du risque. La sous-estimation de celui-ci serait préjudiciable à la sécurité des personnes. De même, sa surestimation conduirait à la mise en œuvre de mesures administratives et techniques inadaptées qui risqueraient à terme de banaliser un danger. Par ailleurs, cette surestimation pourrait générer des obligations inappropriées sur le plan de l'organisation des tâches et inutilement coûteuses (dosimétrie opérationnelle...).

Trois dispositifs de délimitation distincts sont prévus en fonction du type d'utilisation des sources de rayonnements ionisants. Ils concernent :

– les installations et appareils émetteurs de rayonnements ionisants utilisés à poste fixe ;

– les appareils mobiles ou portables ;

– l'acheminement des matières radioactives.

### Champ d'application

Les dispositions réglementaires relatives à la délimitation et à la signalisation des zones réglementées sont applicables à tout chef d'établissement dont l'activité nucléaire est soumise à un régime de déclaration ou d'autorisation prévue par le Code de la santé publique. Elles ne s'appliquent pas aux interventions réalisées en situation d'urgence radiologique ou résultant d'une exposition durable aux rayonnements ionisants.

La délimitation et la signalisation de zones réglementées concernent :

– les sources scellées ou non et les appareils en contenant ;

– les générateurs électriques de rayonnements ionisants ;

– les accélérateurs de particules ;

– les déchets radioactifs émettant des rayonnements ionisants ;

– les matières nucléaires dans les installations nucléaires de base ;

– les colis de transport dans les phases amont et aval des opérations d'acheminement dès lors qu'ils sont dans l'enceinte d'un établissement.

### Évaluation des risques

Face à la diversité des installations visées – réacteur nucléaire, cabinet dentaire ou laboratoire de recherche –, à la disparité des conditions d'exposition des personnes qui en résulte – exposition externe ou interne –, l'essentiel du dispositif de délimitation des zones réglementées est fondé sur l'analyse préalable des postes de travail. En droit du travail, cette notion est fondamentale car elle permet de s'adapter à toutes les situations particulières.

La nature et l'ampleur du risque dues aux rayonnements ionisants doivent être évaluées, sous la responsabilité du chef d'établissement, à partir des caractéristiques des sources, des installations ainsi que des résultats des contrôles techniques de radioprotection et des contrôles d'ambiance.

Ces évaluations menées sur la base des situations normales de travail prennent en compte le temps d'émission des rayonnements ionisants et les équipements de protection collective mais aussi les aléas raisonnablement prévisibles inhérents à l'utilisation des sources ou appareils. Il s'agit de mener une évaluation réaliste de manière à identifier les dangers, qu'ils soient avérés ou potentiels. Le temps de présence des personnes dans la zone considérée ainsi que les équipements de protection individuelle ne sont pas à prendre en compte dans ces évaluations. Ils seront retenus ultérieurement dans le cadre de l'optimisation lors de la classification, en catégorie A ou B, des personnels devant intervenir dans ces zones.

En cas de co-activité (sous-traitance), les chefs d'établissements concernés échangent, conformément aux dispositions générales prévues en la matière par le Code du travail, les informations nécessaires à la délimitation et à la signalisation des zones dont ils ont chacun la responsabilité.

### Formalisation de la démarche

Afin d'assurer la traçabilité du dispositif de prévention mis en place, et d'en garantir la transparence, les résultats des évaluations de risque, ainsi que la démarche ayant permis de délimiter ces zones doivent être consignés par le chef d'établissement dans un document interne qui est joint au document unique prévu par le Code du travail. Ce document, qui doit être mis à jour régulièrement, est tenu à la disposition du CHSCT et des agents de contrôle compétents.

### Valeurs opérationnelles d'exposition

La réglementation définit des valeurs opérationnelles d'exposition auxquelles le chef d'établissement se réfère pour délimiter les zones réglementées et spécialement réglementées. Néanmoins, des valeurs plus contraignantes (contrainte de dose) peuvent être, le cas échéant, fixées par le chef d'établissement, au regard notamment de l'organisation de l'entreprise.

Selon les niveaux d'exposition rencontrés, doivent, désormais, être délimitées des zones au regard du risque identifié pour l'organisme entier et/ou les extrémités. Trois grandeurs de protection sont prises en compte :

- la dose efficace pour l'exposition externe et, le cas échéant, interne, sur un mois ou sur une heure ;
- la dose équivalente pour l'exposition externe des extrémités sur une heure ;
- le débit d'équivalent de dose horaire pour l'exposition externe de l'organisme entier, pour les zones spécialement réglementées.

**Pour l'exposition de l'organisme entier**, il y a lieu de déterminer la dose efficace par exposition externe et, le cas échéant, par exposition interne résultant de l'incorporation de radionucléides. Dès lors qu'un risque d'exposition externe et interne de l'organisme entier existe, c'est la somme des deux doses qui doit être comparée aux valeurs opérationnelles.

**Pour l'évaluation de la dose interne,** la délimitation des zones réglementées doit prendre en compte la dose induite par contamination résultant d'une situation de travail sans le port des équipements de protection individuelle.

*Note : il est rappelé que l'incorporation de radionucléides ne doit pas être considérée comme une situation normale de travail. Toutes les dispositions doivent être prises pour que les sources contenant des matières radioactives susceptibles de se disperser soient confinées et protégées.*

### *9.3.2.2. Dispositions applicables aux installations fixes*

On considère comme appareil à poste fixe tout appareil installé dans un local ou couramment utilisé dans un même local tel qu'un appareil portatif de radiographie industrielle pour le contrôle non destructif utilisé en même lieu ou encore un appareil mobile de radiologie médicale régulièrement utilisé dans les mêmes salles.

Par défaut, les limites de zones coïncident avec les parois des locaux ou les clôtures des aires concernées. Pour les aires extérieures, la pose de grillage ou de tout dispositif équivalent doit être privilégiée.

Lorsque les caractéristiques de la source de rayonnements ionisants, le résultat des évaluations et l'aménagement du local le permettent, les limites de zone peuvent ne pas coïncider avec les parois des locaux. La mise en œuvre d'une telle délimitation doit être de nature à améliorer la prévention des risques. Dans ce cas, la délimitation doit être continue, visible et permanente.

La signalisation est réalisée par un trisecteur (« trèfle ») de couleur conventionnelle ; le fond du panneau indique s'il s'agit d'un risque d'irradiation externe (rayons), de contamination (pointillés) ou des deux (rayons sur fond de pointillés) (voir la figure A de la planche couleur).

Lorsque les niveaux d'exposition sont tels qu'ils nécessitent la délimitation de zones spécialement réglementées jaune et orange, la délimitation doit être prévue de telle sorte qu'elle puisse prévenir tout franchissement fortuit.

La zone interdite rouge est délimitée par les parois d'un local complètement fermé par une clôture ou un mur infranchissable.

### Délimitation des zones réglementées

La dose efficace susceptible d'être reçue en un mois par toute personne en limite de zones surveillées ou contrôlées doit être inférieure à 0,080 mSv. La dose liée au rayonnement naturel n'est pas prise en compte dans les vérifications du respect du 0,080 mSv. Le cas échéant, le respect de cette valeur peut être contrôlé sur la base des débits d'équivalents de dose journalier ou horaire correspondant. Au-delà de ce niveau, les zones considérées doivent être identifiées.

#### • Zone adjacente (zone public)

C'est une zone, contiguë aux zones réglementées, dans laquelle l'exposition aux rayonnements ionisants ne doit pas entraîner une dose efficace sur 12 mois consécutifs supérieure à 1 mSv. Le public ou les travailleurs peuvent y accéder sans contrainte particulière.

Le chef d'établissement doit s'assurer périodiquement du respect de cette disposition. À cette fin, il contrôle que la dose efficace susceptible d'être reçue en 1 mois par une personne régulièrement présente dans cette zone reste **inférieure à 0,080 mSv**. Lorsqu'il existe un risque de contamination, il s'assure également de l'état de propreté radiologique de ladite zone.

#### • Zone surveillée

C'est une zone dans laquelle les personnels sont susceptibles de recevoir dans les conditions normales de travail, pour l'organisme entier, une dose efficace comprise entre 1 et 6 mSv par an ou, pour les extrémités (mains, avant-bras, pieds, chevilles), une dose équivalente comprise entre 1/10 et 3/10 de la limite fixée par le Code du travail.

Pour la délimitation des zones surveillées, le chef d'établissement peut décliner des valeurs limites annuelles réglementaires, relatives à l'organisme entier et aux extrémités, des valeurs plus opérationnelles (débit de dose instantané, débit de dose horaire) en fonction, notamment, des caractéristiques de ses installations.

En tout état de cause, les doses susceptibles d'être reçues dans une zone surveillée doivent rester inférieures aux valeurs suivantes :

– pour l'exposition externe et interne de l'organisme entier, la dose efficace reçue en 1 heure doit rester **inférieure à 0,0075 mSv** (soit 7,5 μSv) ;

– pour l'exposition externe des extrémités, la dose équivalente reçue en 1 heure doit rester **inférieure 0,065 mSv** (soit 65 μSv).

Ces zones sont signalées à l'entrée par un trisecteur gris-bleu, la surveillance de l'exposition externe est assurée au moyen de dosimètres passifs et l'accès est réservé aux travailleurs de catégories A et B. Exceptionnellement, des travailleurs non classés peuvent accéder à ces zones s'ils n'y réalisent pas d'intervention.

### • Zone contrôlée

C'est une zone dans laquelle les personnels sont susceptibles de recevoir dans les conditions normales de travail, pour l'organisme entier, une dose efficace supérieure à 6 mSv par an ou, pour les extrémités (mains, avant-bras, pieds, chevilles), une dose équivalente supérieure à 3/10 de la limite fixée par le Code du travail.

#### *1. Zone contrôlée verte*

La zone contrôlée *verte* présente les caractéristiques suivantes :

– pour l'exposition externe et interne de l'organisme entier, la dose efficace reçue en une heure est **comprise entre 0,0075 et 0,025 mSv** (soit 7,5 et 25 μSv) ;

– pour l'exposition externe des extrémités la dose équivalente reçue en une heure est **comprise entre 0,065 et 0,2 mSv** (soit 65 et 200 μSv).

Ces zones sont signalées à l'entrée par un trisecteur vert. La surveillance de l'exposition externe est assurée au moyen de dosimètres passifs et actifs (appelés également dosimètres opérationnels). L'accès est réservé aux travailleurs de catégories A et B. Exceptionnellement, des travailleurs non classés peuvent accéder à ces zones s'ils n'y réalisent pas d'intervention.

#### *2. Zones contrôlées à accès spécialement réglementé*

À l'intérieur de la zone contrôlée, si l'exposition est susceptible de dépasser certains débits de dose ou certains niveaux de contamination, le chef d'établissement délimite, s'il y a lieu, les **zones spécialement réglementées** ou **interdites** suivantes :

a) *Zone jaune*

La zone contrôlée *jaune* présente les caractéristiques suivantes :

– pour l'exposition externe et interne de l'organisme entier, la dose efficace reçue en une heure est **comprise en 0,025 et 2 mSv** (soit 25 et 2 000 μSv) ;

– pour l'exposition externe des extrémités (mains, avant-bras, pieds, chevilles), la dose équivalente reçue en une heure est **comprise entre 0,2 et 50 mSv** (soit 200 et 50 000 µSv.

Le débit d'équivalent de dose pour l'organisme entier **ne doit pas dépasser 2 mSv.h$^{-1}$** pour l'exposition externe de l'organisme entier.

Ces zones sont signalées à l'entrée par un trisecteur jaune. La surveillance de l'exposition externe est assurée au moyen de dosimètres passifs et actifs. L'accès est réservé, pour un temps limité, aux travailleurs de catégories A et B.

b) *Zone orange*

La zone contrôlée *orange* présente les caractéristiques suivantes :

– pour l'exposition externe et interne de l'organisme entier, la dose efficace reçue en une heure est **comprise entre 2 et 100 mSv** ;

– pour l'exposition externe des extrémités (mains, avant-bras, pieds, chevilles), la dose équivalente reçue en une heure est **comprise entre 50 et 2 500 mSv** (soit 0,050 et 2,5 Sv).

Le débit d'équivalent de dose pour l'organisme entier **ne doit pas dépasser 100 mSv.h$^{-1}$** pour l'exposition externe.

Ces zones sont signalées à l'entrée par un trisecteur orange. La surveillance de l'exposition externe est assurée au moyen de dosimètres passifs et actifs. L'accès est réservé, pour un temps limité, aux travailleurs de catégories A et de manière exceptionnelle et très limitée pour les travailleurs de catégorie B. Un enregistrement nominatif des accès sur un registre ou dans un système informatisé régulièrement sauvegardé est obligatoire.

L'accès est interdit aux travailleurs aux contrats précaires (contrat à durée déterminée ou temporaire).

c) *Zone rouge (ou interdite)*

La zone contrôlée *rouge* présente les caractéristiques suivantes :

– pour l'exposition externe et interne de l'organisme entier, la dose efficace reçue en une heure est **supérieure à 100 mSv** ou dès lors que le débit d'équivalent de dose **atteint 100 mSv/h** ;

– pour l'exposition externe des extrémités (mains, avant-bras, pieds, chevilles), la dose équivalente reçue en une heure est **supérieure à 2,5 Sv**.

Ces zones sont signalées à l'entrée par un trisecteur rouge et l'accès est rendu impossible par un dispositif matériellement infranchissable. Exceptionnellement et sur autorisation spéciale du chef d'établissement, écrite et enregistrée, un travailleur de catégorie A peut y accéder. Cet accès est enregistré sur un registre ou dans un système informatisé régulièrement sauvegardé en précisant le nom de l'intervenant et la durée de l'intervention.

À plus forte raison, l'accès est interdit aux travailleurs aux contrats précaires (contrat à durée déterminée ou temporaire).

### Signalisation des zones

Les zones réglementées et spécialement réglementées doivent être signalées de manière visible tant au niveau des zones délimitées pour le corps entier que des zones délimitées pour les extrémités. La signalisation complémentaire, prévue à chaque accès d'un local comportant une ou des zones réglementées, indique la localisation de la (ou des) zone(s), le type de zone et la nature du risque (exposition externe, interne) par exemple sur un plan des locaux. À l'intérieur de ces zones, les sources individualisées doivent également être signalées.

La signalisation doit être enlevée lorsque la situation justifiant la délimitation de la zone concernée disparaît, notamment après suppression temporaire ou définitive de la délimitation des zones réglementées.

Lorsque la matérialisation de la zone réglementée pour les extrémités n'est pas réalisable, une signalisation doit être apposée à l'entrée de la zone de travail, en particulier sous forme de consignes.

Le tableau 9.6 (ci-après et tableau A de la planche couleur) rassemble l'ensemble des valeurs de référence fixées par l'arrêté du 15 mai 2006 pour les installations fixes.

### Dispositions particulières applicables aux zones intermittentes

En plus des dispositions relatives à la signalisation des zones définies précédemment, la signalisation de la zone contrôlée intermittente doit être assurée par un dispositif lumineux et s'il y a lieu complétée d'un dispositif sonore interdisant tout accès fortuit d'un travailleur. Le caractère intermittent de la zone contrôlée doit également être signalé à chaque accès de zone. La zone est délimitée, *a minima*, en zone surveillée lorsque l'émission de rayonnements ionisants ne peut être exclue. La signalisation de cette zone surveillée peut être assurée par un dispositif lumineux.

Ces conditions particulières ne peuvent, en aucun cas, concerner des zones où sont manipulées ou stockées des sources non scellées.

### Suppression de zones

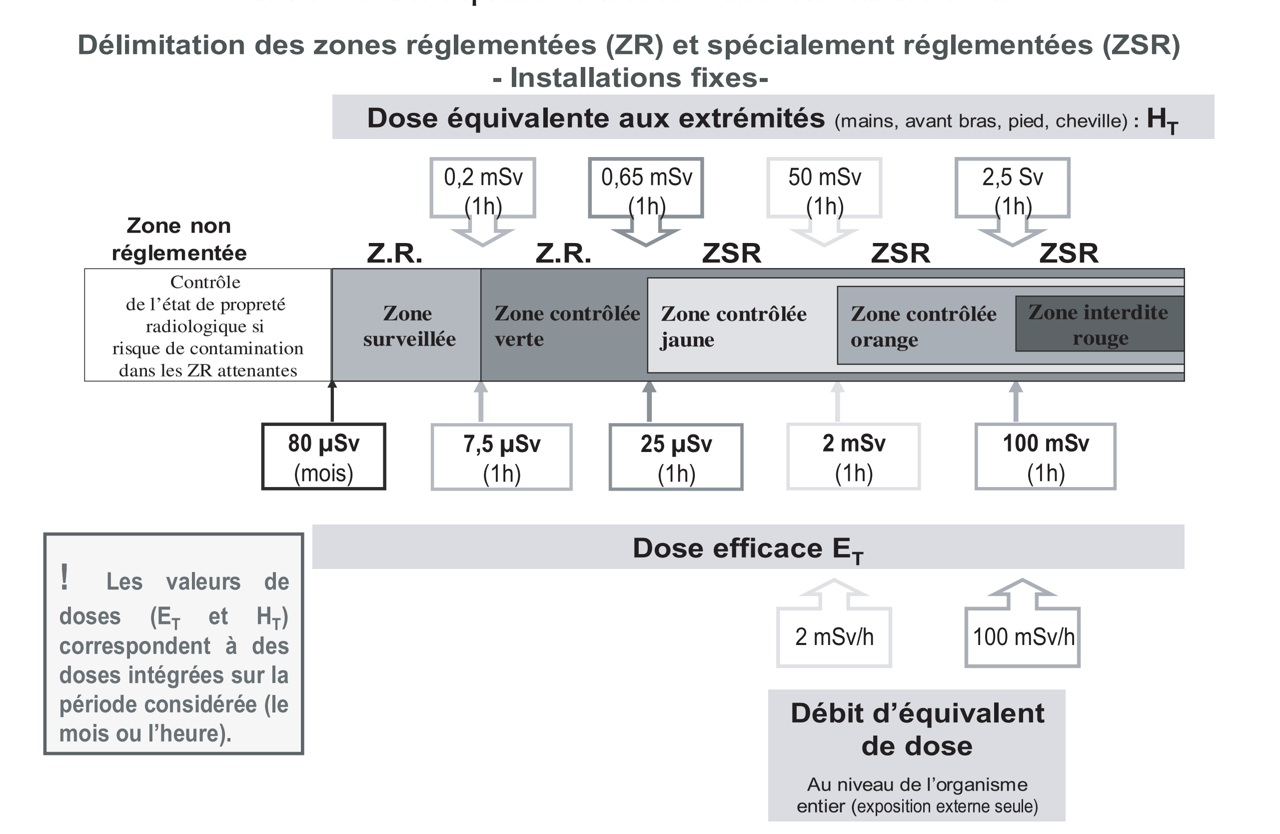
La suppression temporaire ou définitive de la délimitation d'une zone surveillée ou contrôlée, dont la décision est prise par le chef d'établissement, est conditionnée à la réalisation des contrôles techniques d'ambiance prévus par le Code du travail démontrant que tout risque d'exposition externe ou interne est écarté.

## *9.3.2.3. Dispositions applicables aux appareils mobiles ou portables*



Par définition, sont visés les appareils mobiles ou portables qui ne sont pas couverts par les dispositions applicables aux installations fixes. On peut citer, à titre d'exemple, les gammagraphes, les appareils mobiles de radiologie médicale utilisés au lit des malades, les détecteurs de plomb dans les peintures...

**Tableau 9.6. Valeurs opérationnelles de délimitation des installations fixes.**



### Délimitation de la zone d'opération

La zone d'opération est une zone contrôlée au sens du Code du travail. C'est un espace de travail, réservé aux opérateurs et sous leur contrôle, dans lequel les conditions d'accès sont strictement encadrées.

Le chef d'établissement de l'entreprise utilisatrice, le chef de l'entreprise extérieure ou le responsable de l'appareil, établissent les consignes de délimitation de la zone contrôlée dite zone d'opération. Dès lors que le responsable de l'appareil mobile intervient au sein d'une entreprise utilisatrice, il appartient au chef de cette entreprise d'assurer la coordination générale des mesures de prévention qu'il prend et de celles prises par les responsables de l'appareil mobile.

La durée de l'opération à prendre en compte pour délimiter la zone correspond au temps qui s'écoule entre la fin de la pose du balisage et le début du retrait de ce dernier, dès lors qu'il y a présence physique d'opérateurs.

Cette disposition, prise à titre exceptionnel, est assortie de l'établissement d'un protocole, disponible sur la zone d'opération, et remis à chaque travailleur présent.

Un protocole de l'opération doit être préalablement établi et remis aux travailleurs en charge de l'opération.

### Caractéristiques et signalisation des limites de zone

Le responsable de l'appareil doit délimiter la zone d'opération de manière visible et continue tant que l'appareil est en place. Dans la pratique, il peut utiliser des éléments architecturaux existants (par exemple chambre d'un patient) ou avoir recours à des barrières, banderoles ou autres dispositifs analogues comportant des bandes de signalisation réglementaires. Un trisecteur approprié aux conditions d'exposition est apposé aux accès de la zone.

Pour les opérations de radiographie industrielle pour lesquelles un dispositif lumineux est requis, la surface lumineuse peut être de couleur uniforme rouge (correspondant à un signal d'interdiction) ou comporter le pictogramme d'entrée interdite aux personnes non autorisées (forme ronde, pictogramme noir sur fond blanc avec bordure et bande rouge).

La signalisation doit être enlevée en fin d'opération lorsque l'appareil est verrouillé sur une position interdisant toute émission de rayonnements ionisants et lorsque toute irradiation parasite est exclue.

Lorsque la délimitation matérielle de la zone n'est pas possible, notamment lorsque l'appareil est utilisé en mouvement, le responsable de l'appareil établit un protocole spécifique à l'opération. Ces dispositions particulières doivent être réservées à des opérations de courte durée portant sur une multiplicité de lieux distincts avec une zone d'opération restreinte. La zone d'opération est limitée à l'opérateur et sous son contrôle visuel.

### Niveau d'exposition en limite de zone d'opération

#### • Cas général

Le responsable de l'appareil s'assure, en limite de zone d'opération, que le débit d'équivalent de dose moyen, évalué sur la durée d'opération, reste inférieur à 0,0025 mSv/h (2,5 µSv/h).

Il doit délimiter la zone contrôlée notamment sur la base des caractéristiques de la source (activité, débit de dose), de l'environnement (chantier sans présence de travailleur ou de personne du public, zone urbaine...), des dispositifs mis en place pour réduire l'émission des rayonnements ionisants (collimateurs, écran portatif, sac de plomb...).

Dans la pratique, le responsable de l'appareil peut définir la zone d'opération sur la base d'une valeur de 0,0025 mSv/h (2,5 µSv/h) en débit d'équivalent de dose instantané pour s'affranchir de la durée de l'opération.

Lorsque l'appareil mobile est mis en œuvre à l'intérieur d'une zone surveillée ou contrôlée, la délimitation de la zone d'opération est établie conformément aux valeurs précédemment mentionnées pour les installations fixes. Ainsi, l'utilisation d'un appareil mobile au sein d'une zone déjà réglementée doit conduire le chef d'établissement et, le cas échéant, le responsable de l'appareil mobile à reconsidérer la délimitation de la zone réglementée pour tenir compte également des niveaux d'exposition liés à l'appareil mobile.



- **Cas exceptionnel**

À titre exceptionnel, lorsque les conditions techniques de l'opération rendent impossible la mise en place de dispositifs de protection radiologique ou que ces dispositifs n'apportent pas une atténuation suffisante, le débit d'équivalent de dose moyen, évalué sur la durée d'opération, peut être supérieur ou égal à 2,5 µSv/h sans jamais dépasser 25 µSv/h. Ce cas de figure doit être réservé à des situations très particulières pour lesquelles le responsable de l'appareil mobile est tenu de justifier que les contraintes techniques de l'opération ne lui permettent pas de garantir, à la périphérie de la zone d'opération, un débit d'équivalent de dose moyen évalué sur la durée de l'opération inférieur à 2,5 µSv/h.

Un protocole spécifique à l'opération doit être préalablement établi et remis aux travailleurs en charge de l'opération. Ce protocole :

– expose le programme opérationnel journalier ;

– décrit l'opération concernée ;

– précise les impossibilités rencontrées ;

– détaille et justifie les dispositions compensatoires retenues pour réduire les expositions aussi bas que raisonnablement possible ;

– mentionne les doses susceptibles d'être reçues par les travailleurs présents dans la zone d'opération et ceux qui pourraient être présents en périphérie de celle-ci.



Le responsable de l'appareil doit en particulier mentionner dans le protocole les doses susceptibles d'être reçues par les travailleurs présents dans la zone d'opération et ceux qui pourraient être présents en périphérie de celle-ci. Il s'assurera du respect des limites de doses fixées respectivement pour le public et les travailleurs aux articles R.1333-8 du Code de la santé publique et R.231-76 du Code du travail.

### 9.3.2.4. Dispositions relatives à l'acheminement des matières radioactives

La délimitation de zones réglementées pour des activités relevant de l'acheminement de matières radioactives doit être réalisée sans préjudice de la réglementation relative au transport des matières dangereuses.

Les matières radioactives constituent la classe 7 des marchandises dangereuses dont le transport est réglementé, par voie routière, par l'arrêté du 1$^{er}$ juin 2001 modifié relatif au transport des marchandises dangereuses par route. Cet arrêté rend applicable en France, l'accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route.

Deux cas doivent être distingués selon que les transports empruntent ou non une voie publique.

#### Transport empruntant la voie publique

L'acheminement de matières radioactives relatives à un transport empruntant la voie publique couvre l'ensemble des opérations de transport du site expéditeur vers le site destinataire. Ces opérations incluent les arrêts limités, en temps et en nombre, au sein d'un établissement, dès lors que le véhicule est chargé, prêt au départ. Pour l'ensemble de ces opérations, qui empruntent donc la voie publique, il y a lieu d'appliquer la réglementation modale relative à la classe 7 du transport des matières dangereuses.

#### Transport n'empruntant pas la voie publique

Les opérations de transport, en amont et en aval de l'acheminement de matières radioactives, effectuées au sein d'un établissement sont donc exclues des opérations empruntant la voie publique. Tel est le cas, en amont, de la préparation, de l'envoi, du chargement du camion ainsi que, en aval, de la réception et du déchargement du véhicule.

Les dispositions relatives à la délimitation des zones réglementées applicables aux installations fixes s'appliquent donc à l'ensemble des opérations effectuées au sein d'un établissement, en amont et en aval, de l'acheminement de matières radioactives (préparation, envoi et chargement du véhicule, entreposage en transit, réception et déchargement du véhicule).

### 9.3.2.5. Règles applicables dans les zones de travail

La présence de sources radioactives doit être signalée. En cas de port d'équipements de protection individuelle, l'entretien en revient au chef d'établissement, les zones requérant leur port sont clairement identifiées et ils sont rangés en sortie de zones.

#### Dispositions particulières au risque de contamination radioactive

Lorsqu'il y a un risque de contamination, les vestiaires affectés aux travailleurs doivent comporter deux parties distinctes : l'une réservée aux vêtements de ville, l'autre réservée aux vêtements de travail. Des douches et des lavabos doivent être mis à disposition des travailleurs. L'absence de contamination dans ces locaux est vérifiée périodiquement.

En cas d'utilisation de vêtements à usage unique, ils sont considérés comme déchets après utilisation.

Dans les locaux où sont présentes des sources radioactives non scellées ou un risque de contamination, il est interdit d'introduire :

– tout effet personnel non nécessaire à l'exercice de l'activité ;

– de la nourriture, des boissons, de la gomme à mâcher et des ustensiles utilisés pour manger ou boire ;

– des articles pour fumeurs, des cigarettes ou du tabac ;

– des produits cosmétiques ou des objets servant à leur application.

Des mouchoirs à usage unique, fournis par le chef d'établissement, doivent être utilisés. Ils sont considérés comme déchets radioactifs après usage.

### 9.3.2.6. Rappel réglementaire

Le tableau 9.7 ci-dessous rappelle les conditions d'accès aux zones réglementées.

**Tableau 9.7. Tableau récapitulatif du zonage radiologique et des modalités associées.**

| | Zone adjacente | Zone surveillée | Zone contrôlée | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Condition de séjour des personnels : | | | verte | jaune | orange | interdite rouge |
| A<br>B<br>public | illimitée<br>illimitée<br>illimitée | illimitée<br>illimitée<br>exceptionnelle | illimitée<br>limitée<br>exceptionnelle | limitée<br>très limitée | très limitée<br>exceptionnelle | exceptionnelle |
| Formalités particulières | | | | | Registre d'entrées (identité, temps de séjour)<br>Interdite pour CDD et interim | Double autorisation<br>Barrière infranchissable |
| Dosimétrie | | passive<br>+<br>ambiance | passive<br>+<br>active<br>+<br>ambiance | passive<br>+<br>active<br>+<br>ambiance | passive<br>+<br>active<br>+<br>ambiance | passive<br>+<br>active<br>+<br>ambiance |

## 9.3.3. Classification des personnels

En vue de déterminer les conditions de surveillance radiologique et médicale des personnels susceptibles d'être exposés aux rayonnements ionisants, le chef d'établissement définit, après avis du médecin du travail, pour chaque travailleur concerné, la catégorie dont il relève.

Deux catégories A ou B sont définies par le Code du travail au regard des risques encourus par ceux-ci. Ce classement concerne tous les travailleurs susceptibles d'être exposés à une dose supérieure à l'une des quelconques valeurs limites fixées par le Code de la santé publique pour les personnes de la population générale.

À cette fin, le chef d'établissement réalise (ou fait réaliser par la personne compétente en radioprotection) une étude de poste préalable prenant en compte l'ensemble des paramètres pouvant interférer sur l'exposition du travailleur, notamment le temps et les conditions ou le type d'exposition (interne ou externe) en fonction de l'activité de celui-ci.

Contrairement aux évaluations effectuées pour la délimitation des zones réglementées, l'évaluation de l'exposition potentielle ou avérée du travailleur prend en compte les équipements de protection individuelle, tels que notamment les tabliers de plomb.

Le classement dans l'une ou l'autre des catégories conditionne les mesures de prévention administratives, techniques et médicales dont bénéficie le travailleur. Il s'agit :

- de l'examen médical pratiqué par le médecin du travail en vue d'établir la fiche d'aptitude qui atteste que le travailleur ne présente pas de contre-indication médicale aux travaux l'exposant à des rayonnements ionisants ;
- de la carte individuelle de suivi médical mentionnant sa catégorie de classement A ou B qui lui est remise par le médecin du travail et dont un volet est transmis à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire qui les conserve ;
- d'une surveillance médicale spéciale comprenant au moins un examen médical par an ;
- d'une formation à la sécurité, périodiquement renouvelée (au moins tous les trois ans), portant sur le risque dû aux rayonnements ionisants.

### *9.3.3.1. Catégorie A*

Sont classés en catégorie A les travailleurs susceptibles de recevoir, dans les conditions normales de travail, une dose efficace supérieure à 6 mSv ou une dose équivalente supérieure aux 3/10 des limites annuelles d'exposition fixées par le Code du travail pour la peau, les extrémités et le cristallin.

*On notera que cette dernière disposition peut conduire, au regard l'exposition potentielle de la peau ou des extrémités, à classer un travailleur en catégorie A alors que l'évaluation de l'exposition de l'organisme entier requiert un classement en catégorie B. C'est pour cela que cette définition a été élargie aux doses équivalentes.*

La notion de « conditions habituelles de travail » impose d'apprécier la part des expositions potentielles qui doit être incluse dans la définition de ces conditions habituelles : une exposition résultant d'un incident à probabilité significative d'apparition sera naturellement à prendre en compte.

Les travailleurs de catégories A bénéficient d'un suivi dosimétrique passif mensuel, quelle que soit la zone, et, lorsqu'ils interviennent dans une zone contrôlée, se rajoute un suivi dosimétrique opérationnel.

Sont exclus des travaux nécessitant le classement en catégorie A :

- les femmes enceintes ;

– les femmes allaitant (risque de contamination) ;

– les étudiants et apprentis de moins de 18 ans.

Seuls les personnels classés catégorie A peuvent intervenir dans des situations anormales de travail, expositions exceptionnelles préalablement justifiées devant être effectuées dans certaines zones de travail ainsi que ceux intervenant dans des conditions d'urgence radiologique ou d'expositions durables. En plus des mesures précédemment mentionnées, ces travailleurs doivent satisfaire aux conditions suivantes :

– ne pas présenter d'inaptitude ;

– figurer sur une liste préétablie à cet effet ;

– avoir reçu une information appropriée ;

– ne pas avoir reçu de dose supérieure à une limite dans les 12 mois précédents.

En outre, le travailleur doit être volontaire pour effectuer les travaux ou les opérations prévues dans les situations d'urgence radiologique et disposer des moyens de dosimétrie individuelle adaptés à la situation.

Les personnes intervenant dans des situations d'exposition durable, si les conditions d'interventions se poursuivent et si les doses estimées le justifient, bénéficient des mesures applicables aux travailleurs de catégorie A.

#### 9.3.3.2. Catégorie B

Sont classés en catégorie B, les autres travailleurs exposés aux rayonnements et ne relevant pas de la catégorie A.

Les étudiants ou apprentis, âgés de 16 à 18 ans, et se destinant à une activité susceptible de les exposer aux rayonnements ionisants, sont rattachés par dérogation accordée par l'inspecteur du travail, à la catégorie B, strictement pour les besoins de leur formation.

Dans toutes les autres situations, les jeunes de moins de 18 ans ne peuvent être affectés à des travaux les exposant aux rayonnements ionisants.

Les travailleurs de catégorie B bénéficient d'un suivi dosimétrique passif trimestriel et, lorsqu'ils interviennent dans une zone contrôlée, d'un suivi dosimétrique opérationnel.

*Note : les personnels intervenant en cas d'urgence radiologique sont classés suivant deux groupes (voir paragraphe 9.3.1.2).*

### 9.3.4. Formation des personnels

Essentielles à l'effectivité de la prévention des risques professionnels, les actions de formation et d'information des travailleurs en matière de santé et de sécurité au travail doivent être conduites dans tous les secteurs d'activité concernés et être renforcées dans les secteurs où les risques sont élevés.

Cette exigence s'applique tout particulièrement dans le champ sensible des rayonnements ionisants eu égard aux risques qu'ils présentent pour les salariés. Aussi, en plus des mesures générales en matière de formation à la sécurité des travailleurs, prévues par le

Code du travail, tous les travailleurs susceptibles d'être exposés aux rayonnements ionisants, quel que soit le secteur d'activité, bénéficient d'une formation propre à la radioprotection.

Dans le domaine de la radiologie industrielle, où les risques professionnels sont élevés, ces mesures sont complétées par des dispositions particulières. Par ailleurs, une formation spécifique, organisée par un formateur certifié, est dispensée aux personnes compétentes en radioprotection qui assurent, auprès du chef d'établissement, une mission de conseil en matière de prévention des risques radiologiques.

### 9.3.4.1. Formation et information générale au poste de travail

La formation à la sécurité, qui concerne tous les travailleurs susceptibles d'intervenir en zones réglementées (surveillée ou contrôlée au sens du code du travail), a pour objet principal d'instruire le salarié des précautions à prendre pour assurer sa propre sécurité et, le cas échéant, celle des autres personnes présentes dans l'établissement.

Cette formation est organisée sous la responsabilité du chef d'établissement qui y associe les instances représentatives du personnel, le médecin du travail et la personne compétente en radioprotection. Elle est renouvelée périodiquement et, en tout état de cause, au moins tous les trois ans, et chaque fois qu'il est nécessaire.

Pratique, la formation est ajustée aux besoins répertoriés grâce à l'évaluation préalable des risques au poste de travail concerné. Elle porte en particulier sur les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants, les procédures de radioprotection mises en œuvre dans l'établissement, ainsi que sur les règles de prévention et de protection fixées en la matière par le Code du travail.

Elle est complétée, en tant que de besoin, par une information sur les règles particulières qui sont applicables aux femmes enceintes et aux jeunes travailleurs. Son contenu dépend de la taille de l'établissement, de la nature de son activité, du caractère des risques qui y sont constatés et du type d'emplois occupés par les salariés concernés.

Par ailleurs, les travailleurs sont informés du nom et des coordonnées de la (ou des) personne(s) compétente(s) en radioprotection et du médecin du travail.

Lorsqu'ils sont susceptibles d'intervenir en zone contrôlée, ils reçoivent une notice rappelant les risques particuliers liés au poste occupé ou à l'intervention à effectuer, les règles de sécurité applicables, ainsi que les instructions à suivre en cas de situation anormale.

### 9.3.4.2. Formation pour la manipulation d'appareil de radiologie industrielle

La manipulation de certains appareils de radiologie industrielle tels que ceux notamment mis en œuvre pour réaliser des contrôles non destructifs (gammagraphe ou générateur de rayons X) peut présenter des risques élevés pour les travailleurs ; on a constaté à plusieurs reprises, dans ce type d'activité, des accidents graves ainsi que des dépassements de valeurs limites de doses réglementaires.

En conséquence, le Code du travail prévoit que la manipulation de ces appareils ne peut être confiée qu'à des travailleurs titulaires d'un certificat d'aptitude à manipuler des appareils de radioscopie industrielle et de radiographie industrielle (CAMARI).

Ce certificat se décline sous deux formes – radiologie X et gammagraphie. La formation préalable nécessaire à la préparation de cet examen vient compléter celle à la sécurité précitée, et elle est dispensée par des organismes de formation.

*Note : les conditions de délivrance du CAMARI, les modalités de formation et la liste des appareils concernés doivent être prochainement redéfinies par un arrêté des ministres chargés du Travail et de l'Agriculture. En particulier la durée de validité sera réduite à 5 ans (au lieu des 9 ans prévus par l'arrêté du 25 juin 1987).*

#### 9.3.4.3. Formation des personnes compétentes en radioprotection (PCR)

La PCR joue un rôle essentiel dans la prévention – aux côtés du médecin du travail – en ce qui concerne la formation et l'information des travailleurs, l'organisation de la radioprotection et des zones de travail, la fixation d'objectifs de doses, la coordination du plan de prévention avec les entreprises intervenantes, la gestion de la dosimétrie opérationnelle, etc.

Cet acteur de prévention, qui bénéficie de garanties d'indépendance pour éviter des conflits d'intérêt entre la radioprotection et la marche de l'entreprise, intervient comme conseil du chef d'établissement sur l'ensemble des questions relatives à la radioprotection. Cette action s'exerce sous la responsabilité du chef d'établissement qui demeure en tout état de cause responsable de la santé et de la sécurité des travailleurs.

Pour garantir un niveau de compétence en adéquation avec ses missions, le Code du travail prévoit une formation, récemment renforcée, dont les objectifs sont centrés sur les risques spécifiques auxquels est confrontée la PCR. Cette formation s'articule autour des trois principaux secteurs d'activité où des rayonnements ionisants sont mis en œuvre. C'est-à-dire un secteur « médical » regroupant les activités nucléaires destinées à la médecine, un secteur « INB-ICPE » relatif aux installations nucléaires de base (INB) et installations classées pour l'environnement (ICPE) et enfin, un secteur « industrie et recherche » couvrant toutes les autres applications. Par ailleurs, deux options relatives à la nature et au conditionnement de la source radioactive sont associées à ces secteurs.

Cette formation est dispensée par une personne certifiée dans le domaine de la formation par un organisme, lui-même accrédité par le COFRAC. Cette mesure garantit la qualité de l'enseignement par un meilleur contrôle individuel des connaissances techniques et des méthodes pédagogiques des formateurs, et contribue à l'amélioration de la radioprotection.

*Note : dans ce chapitre, une partie spécifique (paragraphe 9.5) est consacré à la personne compétente en radioprotection (mission, formation, relation. . .).*

### 9.3.5. Surveillance médicale

Nul ne peut être affecté à un travail sous rayonnements ionisants sans avoir au préalable été reconnu médicalement apte au poste de travail. La fiche d'aptitude, délivrée par le médecin du travail, est obligatoire pour tout travailleur exposé. Elle doit préciser la date de l'étude du poste de travail et la date de la dernière mise à jour de la fiche d'entreprise.

Le salarié peut contester la décision de la fiche d'aptitude. L'inspecteur du travail est alors consulté pour trancher le différent.

Les travailleurs de catégorie A ou B affectés à des travaux sous rayonnements bénéficient d'une surveillance médicale renforcée et font l'objet d'un examen médical au moins annuel. Ces visites comprennent un examen médical général. Le médecin est seul juge de tout examen complémentaire à prescrire comme de la durée plus courte de la périodicité des visites.

Ces examens s'appuient sur le contenu de la fiche d'exposition regroupée avec les résultats des examens dans un dossier médical particulier. Tous ces examens sont à la charge de l'employeur.

#### 9.3.5.1. Fiche d'exposition

Pour tout personnel exposé, avec le conseil du médecin du travail et à partir de l'étude de poste vis-à-vis du risque radiologique réalisée par la PCR, le chef d'établissement établit une fiche d'exposition. La fiche d'exposition, qui est insérée au dossier individuel du travailleur et dont le contenu est porté à sa connaissance, doit comporter :

- la description de l'activité nucléaire (expositions et facteurs de risques) ;
- la nature du travail effectué ;
- les caractéristiques des sources émettrices auxquelles le salarié est exposé ;
- la nature des rayonnements ionisants ;
- les périodes d'exposition ;
- les autres risques ;
- la durée et la nature de l'exposition en cas d'exposition anormale.

Les autres risques ou nuisances d'origine physique, chimique, biologique ou organisationnelle du poste sont indiqués comme éléments pouvant maximiser le risque dû aux rayonnements ionisants. Après visa de la hiérarchie, cette fiche est communiquée au médecin du travail. L'existence de cette fiche est portée à la connaissance du personnel.

#### 9.3.5.2. Dossier médical spécial

Un dossier médical individuel (obligatoire en cas de surveillance renforcée) est constitué et tenu par le médecin du travail, pour chacun des travailleurs exposés, en complément du dossier médical ordinaire (qui doit en faire référence) pour les travailleurs de catégorie A ou B. Il comprend :

- le double de la fiche d'exposition préalablement établie ;
- les dates et les résultats du suivi dosimétrique, les doses efficaces reçues ainsi que les dates des expositions anormales ;
- les dates et les résultats des examens médicaux complémentaires éventuellement pratiqués.

Ce dossier doit être conservé pendant au moins 50 ans après la fin de la période d'exposition. Il est communiqué, sur sa demande, au médecin inspecteur régional du travail et peut être adressé, avec l'accord du travailleur, au médecin choisi par celui-ci.

*Note : si l'établissement vient à disparaître ou si le travailleur change d'établissement, l'ensemble du dossier doit être transmis au médecin inspecteur régional du travail, à charge pour celui-ci de l'adresser,* ***à la demande du travailleur****, au médecin du travail désormais compétent.*

#### 9.3.5.3. Carte individuelle de suivi médical

La carte individuelle de suivi médical atteste de l'affectation d'un travailleur à un poste l'exposant à des rayonnements ionisants. Elle est délivrée à tout travailleur de catégorie A ou B par le médecin du travail lors de la visite d'aptitude préalable à toute affectation.

Cette carte numérotée est constituée de trois volets. Le premier est remis au travailleur qui la conserve durant toute sa vie professionnelle, le deuxième est joint au dossier médical du travailleur et le troisième volet est transmis, par le médecin du travail, à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) qui attribue le numéro de la carte et la conserve au moins 50 ans.

Cette carte, unique pour toute la vie professionnelle et signée par l'intéressé, mentionne le nom, le prénom, le numéro du registre national d'identification des personnes physiques (RNIPP) dit « numéro de sécurité sociale » et l'activité professionnelle du travailleur ainsi que les coordonnées de l'employeur quel qu'il soit (établissement, entreprise extérieure ou de travail temporaire) et du médecin du travail.

Elle est présentée par le travailleur, à chaque visite médicale, au médecin du travail qui en réactualise le contenu lorsque cela est nécessaire.

En cas de perte ou de vol, la carte de suivi médical est remplacée par le médecin du travail. La nouvelle carte porte le même numéro que la carte initiale.

#### 9.3.5.4. Rappel réglementaire

Avis n° 04-057de la Commission nationale de l'informatique et des libertés en date du 24 juin 2004.

Décret n° 2004-1489 du 30 décembre 2004 autorisant l'utilisation par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire du répertoire national d'identification des personnes physiques dans un traitement automatisé de données à caractère personnel relatives à la surveillance des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants.

Arrêté du 30 décembre 2004 relatif à la carte individuelle de suivi médical et aux informations individuelles de dosimétrie des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants.

### 9.3.6. Surveillance de l'exposition

Le risque associé à l'exposition aux rayonnements ionisants est atypique puisque, à l'opposé des autres risques professionnels, il peut être évalué individuellement au cours de l'exposition du travailleur afin de le réduire aussi bas que raisonnablement possible. Ainsi, depuis près de 50 ans, une surveillance de l'exposition des travailleurs est mise en place

par le chef d'établissement pour évaluer la dose reçue par ceux-ci et s'assurer du respect des valeurs limites de dose.

Désormais, le suivi dosimétrique est directement lié à l'accès du travailleur en zones surveillée ou contrôlée et non à la catégorie de classement A ou B de celui-ci. Ainsi, tout travailleur appelé à intervenir en zone surveillée ou en zone contrôlée fait l'objet d'un suivi dosimétrique individuel et nominatif adapté au mode d'exposition :

– lorsque l'exposition est externe, le suivi dosimétrique est assuré par des mesures individuelles, appelées dosimétrie passive, confiées à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire ou à un organisme agréé ;

– lorsque l'exposition est interne, le suivi dosimétrique est assuré par des mesures d'anthroporadiamétrie ou des analyses de radiotoxicologie effectuées par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, un organisme agréé, le service de santé au travail ou un laboratoire d'analyses de biologie médicale agréé.

Par ailleurs, lorsque le travailleur est appelé à intervenir en zone contrôlée, la surveillance de l'exposition « passive » est complétée d'une surveillance « active » par le moyen de dosimètres opérationnels.

### 9.3.6.1. Dosimétrie externe

#### Dosimétrie passive

La dosimétrie passive consiste en une mesure en temps différé de l'exposition externe. Elle est obligatoire pour tout intervenant dans une zone surveillée ou contrôlée, dans le cas d'un risque d'irradiation externe dû à des rayonnements :

– des rayons X émis par un générateur fonctionnant sous une tension supérieure à 30 kV ;

– des rayonnements gamma d'énergie supérieure à 15 keV ;

– des rayonnements neutrons ;

– les rayonnements bêta si l'énergie moyenne est supérieure à 100 keV.

Elle doit être adaptée aux rayonnements ainsi qu'au type d'exposition (organisme entier, extrémité ou cristallin). Les mesures de l'exposition externe sont effectuées par un organisme agréé ou l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

La dose évaluée à partir du dosimètre est considérée comme reçue par le travailleur concerné tant que la preuve du contraire n'a pas été apportée. Seul le médecin du travail peut, après enquête, proposer la modification ou l'annulation d'une dose qui n'aurait pas été reçue par le travailleur, dans le cas notamment où le dosimètre aurait été exposé sans être porté. En cas de perte ou de détérioration du dosimètre passif, le médecin du travail peut éventuellement s'appuyer sur les résultats de la dosimétrie active pour évaluer la dose reçue par le travailleur.

En cas de contentieux, seule la dosimétrie passive fait référence.

## Dosimétrie opérationnelle

La dosimétrie opérationnelle (dite aussi dosimétrie active) consiste en une mesure en temps réel de la dose reçue ou à défaut à chaque sortie de la zone de travail à l'aide d'un dosimètre à lecture directe.

Le port est obligatoire pendant toute la durée de l'intervention en zone contrôlée. L'identification du porteur doit être sans équivoque pendant la période de port même brève. Les résultats sont individuels et nominatifs.

Les caractéristiques des dosimètres doivent être évaluées en fonction du poste de travail. Il peut être nécessaire de porter plusieurs dosimètres s'il existe des rayonnements différents.

Le seuil de mesure ne peut être supérieur à 0,01 mSv et le pas d'enregistrement à 0,001 mSv. Il doit être étalonné dans la grandeur opérationnelle appropriée comme le dosimètre passif. Les rayonnements et leur gamme d'énergie sont les mêmes que pour la dosimétrie passive.

Le dosimètre peut comporter des seuils d'alarme en débit et en dose réglés en début d'intervention en fonction des contraintes de dose fixées.

La dosimétrie opérationnelle a pour but, d'une part, de faciliter l'optimisation en suivant en temps réel les prévisions de doses effectuées préalablement aux opérations et, d'autre part, d'alerter le travailleur en cas de dépassement de seuils préalablement établis au regard des évaluations prévisionnelles de dose, tant en termes de débit de dose que de dose intégrée.

La lecture et l'exploitation de la dosimétrie opérationnelle sont effectuées par la personne compétente en radioprotection sous la responsabilité du chef d'établissement.

## Caractéristiques des dosimètres

Le dosimètre doit être adapté aux types de rayonnements ionisants détectés lors de l'analyse du poste de travail et compatibles avec les conditions de travail envisagées.

Il doit être étalonné en fonction de grandeurs représentatives de l'exposition de l'organisme, ou pour les dosimètres supplémentaires, en fonction de celles représentatives de l'exposition de la peau, du cristallin et des extrémités. Dans le cadre de la surveillance de l'exposition individuelle externe, on définit $Hp(d)$ où $d$ est la profondeur en mm dans le corps (voir chapitre 6 « Détection des rayonnements ionisants » : les grandeurs opérationnelles).

Pour les rayonnements fortement pénétrants, la profondeur recommandée est de 10 mm (estimateur de la dose efficace à l'organisme entier).

Pour les rayonnements faiblement pénétrants, elle est de 0,07 mm pour la peau et de 3 mm pour le cristallin (estimateurs des doses équivalentes).

Le seuil de mesure doit être de 0,10 mSv (jusqu'au 31 décembre 2007, il peut être maintenu à 0,20 mSv).

Les paramètres de lecture et de calcul de dose doivent être conservés au moins 12 mois par l'organisme agréé en charge du traitement du dosimètre.

Modalité de port des dosimètres

Le travailleur ne doit être doté que d'un seul dosimètre passif par période de port et par type de rayonnement. L'identification du porteur doit être sans équivoque.

La durée de port ne doit pas être supérieure à 1 mois pour les travailleurs de catégorie A et à 3 mois pour les travailleurs de catégorie B.

Le port du (ou des) dosimètre(s) est obligatoire durant toute la durée de travail en zones réglementées. Le dosimètre est porté de manière à être représentatif de la dose reçue. Pour l'organisme entier, il est porté à hauteur de la poitrine ou en cas d'impossibilité à la ceinture et sous les équipements de protection individuels.

Selon les conditions d'exposition, le port du dosimètre « organisme entier » peut être accompagné de dosimètres supplémentaires permettant d'estimer les doses équivalentes à la peau, aux extrémités ou au cristallin. Ces dosimètres sont couramment appelés dosimètres complémentaires. L'emplacement de ces dosimètres doit être adapté à la tâche effectuée et au type de rayonnements.

En dehors des périodes d'exposition, le dosimètre doit être rangé sur un tableau comportant un dosimètre témoin, à un emplacement nominatif, à l'abri de toute source de rayonnement, de chaleur ou d'humidité.

### *9.3.6.2. Dosimétrie interne*

La dosimétrie interne est mise en place quand il existe un risque de contamination. L'évaluation de l'exposition se fait par mesure de la charge corporelle par anthroporadiamétrie (mesure directe), de l'activité des excrétas par analyses radiotoxicologiques (mesure indirecte) ou à l'aide d'un modèle métabolique, selon le type de contamination et le radioélément en cause.

Elle est prescrite par le médecin du travail, selon une périodicité liée au niveau et à la période d'exposition (et qui tient compte de la période effective des radioéléments en cause).

Elle est réalisée par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire ou un service de santé accrédité ou un laboratoire agréé.

Les paramètres de lecture et de calcul de dose doivent être conservés au moins 12 mois par l'organisme agréé.

Le médecin du travail est le destinataire des résultats de dosimétrie interne (de même que l'IRSN). Le calcul de la dose engagée est effectué par le médecin ou avec l'aide de l'IRSN à partir des éléments fournis par la PCR, *via* les références données par les DPUI (dose par unité d'incorporation).

Les résultats sont soumis aux règles de la confidentialité médicale.

### *9.3.6.3. Organismes agréés en charge du suivi radiologique des travailleurs*

Les organismes chargés de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants, externe ou interne (LABM ou service de santé au travail), doivent avoir reçu un agrément des pouvoirs publics après avis de l'IRSN. Cet agrément est subordonné à l'obtention de leur accréditation prononcée par le COFRAC (Comité français d'accréditation) ou tout organisme européen équivalent selon les exigences de la norme NF 17025.

Les audits de suivi de l'accréditation sont effectués avec une périodicité de 18 mois. L'IRSN organise régulièrement des intercomparaisons avec les organismes agréés.

### 9.3.6.4. Transmission et accès aux résultats de dosimétrie

Tous les résultats de la surveillance individuelle de l'exposition externe ou interne des travailleurs sont transmis à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire suivant le protocole établi par l'Institut et conformément aux dispositions suivantes :

– les organismes agréés de dosimétrie externe et interne transmettent, au moins mensuellement, tous les résultats individuels ainsi que les mesures de l'exposition interne à l'IRSN. Les mesures de l'exposition interne sont également transmises au médecin du travail qui détermine la dose interne reçue et la transmet à l'IRSN ;

– l'organisme agréé en charge de la dosimétrie passive communique, sous pli confidentiel, tous les résultats individuels de la dosimétrie externe, mensuellement au médecin du travail et annuellement au travailleur concerné. Il informe immédiatement le médecin du travail et l'employeur concerné dès lors qu'un résultat individuel de la dosimétrie externe d'un travailleur dépasse l'une des valeurs limites d'exposition fixées par le Code du travail ;

– le médecin du travail dont relève le travailleur transmet, sous pli confidentiel, au moins annuellement, les résultats individuels de la dosimétrie interne au travailleur ;

– la personne compétente en radioprotection transmet, au moins hebdomadairement, tous les résultats individuels de la dosimétrie opérationnelle à l'IRSN.

Compte tenu du caractère nominatif des résultats du suivi dosimétrique, passif ou actif, des précautions entourent leur communication à des tiers. Ainsi, l'accès à ces données est strictement encadré :

– le travailleur concerné et le médecin du travail ont connaissance, sous leur forme nominative et sans limitation de durée, de l'ensemble des résultats dosimétriques externes et internes ;

– la personne compétente en radioprotection a accès, sous leur forme nominative et pour une durée ne pouvant excéder 12 mois, aux doses efficaces et opérationnelles relatives aux travailleurs dont il a la charge afin de conforter les mesures de protection mises en place et d'effectuer l'évaluation préalable des doses dans le cadre du principe d'optimisation ;

– le chef d'établissement reçoit communication des résultats nominatifs de la dosimétrie opérationnelle mise en œuvre dans son établissement ;

– les agents de contrôle compétents (inspecteur du travail, inspecteur de la radioprotection...) ont accès à l'ensemble de ces informations à l'exception des doses internes.

La personne compétente en radioprotection communique tous les résultats de dosimétrie opérationnelle au travailleur concerné. Si au vu de ceux-ci, elle estime que le travailleur concerné est susceptible de recevoir une dose entraînant le dépassement d'une des limites fixées par le Code du travail, elle en informe le chef d'établissement et le médecin du travail qui se chargera d'en avertir l'intéressé.

Le tableau 9.8 ci-dessous résume les conditions d'accès aux résultats de dosimétrie.

**Tableau 9.8. Consultation des données à partir de SISERI.**

| | Dosimétrie *12 derniers mois* | | | |
|---|---|---|---|---|
| | Opérationnelle | Passive | Interne | Efficace |
| Personnes compétentes | OUI | NON | NON | OUI |
| Médecin du travail | OUI | OUI | OUI | OUI |



### 9.3.6.5. Système SISERI

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire assure, dans le cadre de ses missions de veille sanitaire et pour le compte du ministère du Travail, la constitution et la gestion d'un fichier national de centralisation de l'ensemble des données individuelles dosimétriques des travailleurs exposés dénommé « SISERI[2] ». Ce système, qui a été initié par l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), puis repris par l'IRSN à l'issue de sa création en 2002, centralise désormais les données dosimétriques concernant toutes les expositions des travailleurs, qu'elles soient liées à des activités nucléaires (industrielles ou médicales) ou aux rayonnements d'origine naturelle.

Le système SISERI, d'un accès fiable et confidentiel permet aux personnes compétentes en radioprotection (PCR) désignées par les chefs d'établissement et aux médecins du travail qui assurent la surveillance médicale des travailleurs de disposer des informations nécessaires à l'exécution des missions qui leurs sont confiées par la réglementation.

Les modalités de transmission des données au système SISERI ou d'accès à celles-ci sont fixées dans un protocole établi entre le chef d'établissement et l'IRSN.

Le système d'information SISERI, en centralisant et en consolidant l'ensemble des données individuelles dosimétriques, assure l'harmonisation et la traçabilité du suivi radiologique des travailleurs, quel que soit leur statut et leur secteur d'activité. L'IRSN dispose ainsi des informations d'ensemble permettant d'observer et d'analyser les niveaux d'exposition afin de proposer des actions d'amélioration des conditions de travail dans les différents secteurs d'activité où les travailleurs sont exposés aux rayonnements ionisants.

Chaque année, l'IRSN établit, sur la base d'une analyse de ces données, un rapport des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants transmis au ministère du Travail et diffusé sur le site Internet de l'Institut.



2 SISERI : système d'information et de surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants.

La figure 9.2 schématise le fonctionnement de SISERI.

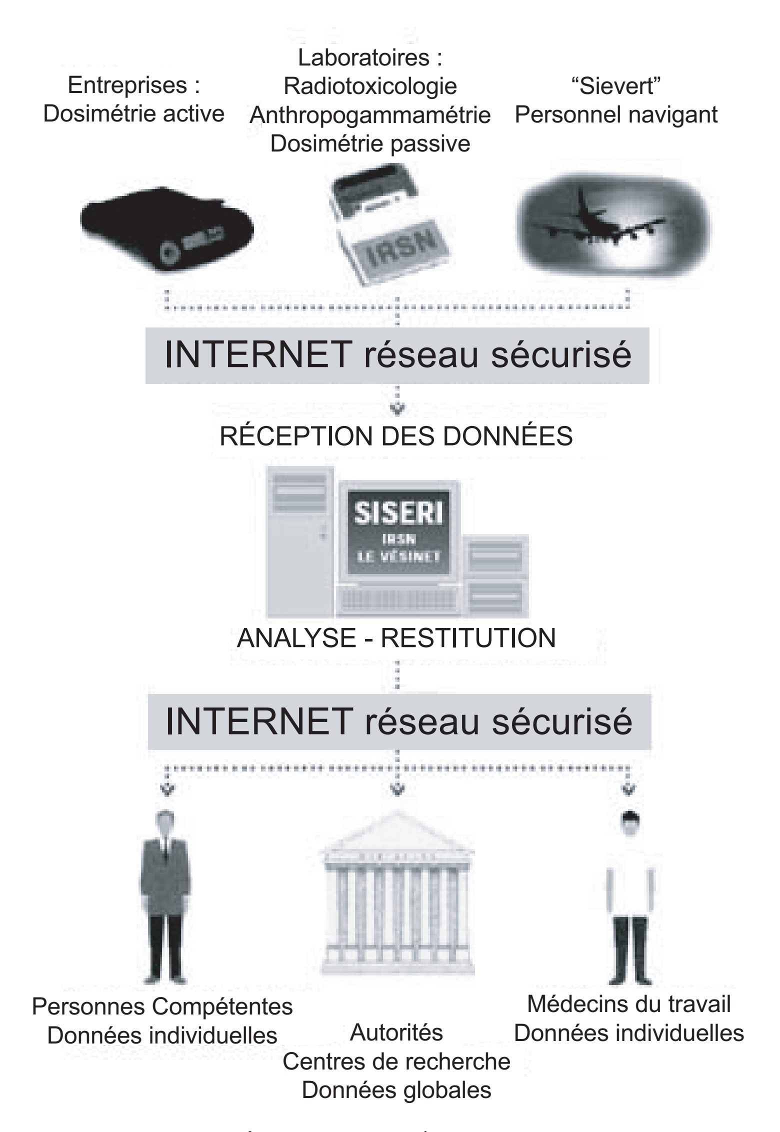



**Figure 9.2. Le système SISERI.**

## *9.3.7. Contrôles techniques de radioprotection*

### *9.3.7.1. Contrôles techniques des sources et appareils*

Afin de s'assurer que les dispositions prises pour l'organisation de la radioprotection dans l'établissement sont pertinentes, et que les moyens de protection restent efficaces en permanence, des contrôles techniques de radioprotection des sources et des appareils

émetteurs de rayonnements ionisants, des dispositifs de protection et d'alarme ainsi que des instruments de mesure utilisés doivent être effectués avant la première utilisation et, ensuite, périodiquement. Ces contrôles techniques comprennent notamment :

- un contrôle à la réception dans l'entreprise ;
- un contrôle avant la première utilisation ;
- un contrôle lorsque les conditions d'utilisation sont modifiées ;
- un contrôle périodique des sources et des appareils émetteurs de rayonnements ionisants ;
- un contrôle périodique des dosimètres opérationnels et des instruments de mesure utilisés pour tous ces contrôles.

L'arrêté du 26 octobre 2005 définit les modalités de contrôle de radioprotection en application des dispositions prévues par le Code du travail et le Code de la santé publique.

Ces contrôles sont menés par la personne compétente en radioprotection (ou sous-traités à des organismes agréés) et au moins une fois par an par un organisme agréé (différent des précédents en cas de sous-traitance des contrôles) pour ce qui concerne le contrôle des sources et appareils émettant des rayonnements ionisants.

#### 9.3.7.2. Contrôles techniques des ambiances de travail

Afin de permettre l'évaluation de l'exposition externe et interne des travailleurs, un contrôle technique périodique des ambiances de travail doit être réalisé. Ce contrôle est également conduit par la personne compétente en radioprotection et au moins une fois par an, il est confié à un organisme agréé.

*Note : lorsque celui-ci est possible, le contrôle est réalisé de manière continue. Dans le cas contraire, sa périodicité est définie selon la nature et l'importance du risque.*

#### 9.3.7.3. Document interne

Le document interne, qui regroupe les procédures et programme de contrôle, doit être joint au document unique de prévention prévu par le Code du travail. Tous les contrôles doivent faire l'objet de rapports conservés dix ans. Ce document est tenu, par le chef d'établissement, à la disposition des personnes suivantes :

- titulaire de l'autorisation ;
- médecin du travail ;
- membres du CHSCT ou délégués du personnel ;
- inspecteurs des services compétents.

Ce document interne doit également comporter un relevé actualisé des sources et des appareils émettant des rayonnements ionisants utilisés ou stockés dans l'établissement,

les informations concernant les modifications qui leurs sont apportées et les remarques émanant des organismes de contrôle agréés.

Le chef d'établissement transmet, au moins une fois par an, une copie du relevé des sources à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire qui les centralise et les conserve au moins dix ans.

### *9.3.7.4. Contrôle technique après dépassement d'une valeur limite*

Dans le cas de dépassement d'une des valeurs limites fixées par le Code du travail, le chef d'établissement met en œuvre les dispositions prévues par le Code du travail à cet effet. Il en avertit les inspections compétentes, le médecin du travail et les instances représentatives des salariés. Il prend, avec le concours de la personne compétente en radioprotection, les mesures nécessaires pour :

– faire cesser dans les plus brefs délais les causes de dépassement, y compris, si nécessaire, par la suspension du travail en cause ;

– procéder ou faire procéder par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire dans les quarante-huit heures après la constatation du dépassement à l'étude des circonstances dans lesquelles celui-ci s'est produit ;

– faire procéder à l'évaluation des doses équivalentes reçues par les travailleurs et leur répartition dans l'organisme ;

– étudier ou faire étudier par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire les mesures à prendre pour remédier à toute défectuosité et en prévenir un éventuel renouvellement ;

– procéder ou faire procéder par un organisme de contrôle agréé à un contrôle technique de radioprotection des postes de travail.

Aussitôt après un accident d'exposition, le médecin du travail détermine les mesures à prendre à l'égard du sujet exposé. Les expositions ultérieures éventuelles seront aussi soumises à l'avis du médecin du travail.

Si après la mise en œuvre des procédures étudiées, la persistance du risque est confirmée, le travail doit être arrêté aux postes concernés.

### *9.3.7.5. Situations à risques – Plan d'urgence interne et plan de prévention*

Pour réaliser l'analyse des risques aux postes de travail, la personne compétente en radioprotection doit également rechercher les circonstances susceptibles de conduire à des situations de risques aggravés. Quel que soit le poste de travail envisagé, que la source considérée soit scellée ou non scellée, les principaux facteurs suivants, pouvant à brève échéance générer une situation accidentelle, sont à prendre en compte :

– l'incendie à proximité immédiate de la source ou de ses dispositifs de protection ;

– les coupures de courant intempestives ;

– les vibrations mécaniques ;

– les chutes de matériel ;

– les blocages de source en position d'irradiation ;

– les zones inondables ;

– les ruptures brutales de confinement, etc.

Si le risque est très important, l'établissement d'un plan d'urgence interne (PUI) prévoyant l'organisation et les moyens destinés à faire face aux différents types de situations est nécessaire. Il doit être inclus dans la demande d'autorisation. Il sera utilisé en cas de situation d'urgence radiologique.

Si le chef d'établissement fait appel à des sociétés sous-traitantes, un plan de prévention exposant les risques devra être établi, en liaison avec le CHSCT et la PCR de l'entreprise sous-traitante, et joint au contrat. Les travailleurs de l'entreprise de sous-traitance devront en être informés.



### 9.3.8. Exposition aux rayonnements d'origine naturelle

Les rayonnements ionisants ont les mêmes conséquences sanitaires néfastes pour l'Homme, qu'ils soient dus à une activité nucléaire ou d'origine naturelle. Il convient à ce titre de s'en prémunir. Le Code de la santé publique et le Code du travail prévoient à cet effet des dispositions particulières applicables :

– dès lors que sont mis en œuvre des radionucléides naturels non utilisés pour leurs propriétés radioactives ;

– que le gaz radon est présent au-dessus de certains seuils fixés par le Code de la santé publique ou le Code du travail (lieux ouverts au public ou lieux de travail en sous-sol) ;

– à bord des aéronefs (exposition aux rayonnements cosmiques).

Lorsque le chef d'établissement est concerné par l'une de ces situations, il fait procéder à une estimation des doses reçues par les personnes du public et les travailleurs. Selon le cas, il communique ces résultats à l'Autorité de sûreté nucléaire ou à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

Il étudie les possibilités techniques permettant d'éviter ou de réduire l'exposition des travailleurs, notamment en ayant recours à un procédé offrant de meilleures garanties pour la santé et la sécurité des travailleurs.

Lorsque ces mesures ne permettent pas de réduire l'exposition des travailleurs, le chef d'établissement met en œuvre les mesures de prévention des risques nécessaires, en particulier celles concernant la surveillance médicale et radiologique des travailleurs.

C'est notamment le cas pour les personnels navigants dont les doses reçues sont évaluées et communiquées à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire. Ils bénéficient également d'une surveillance médicale adaptée. Le système informatique SIEVERT de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire permet à partir de modèles mathématiques appropriés d'évaluer la dose reçue en s'appuyant sur le plan de vol de l'appareil et

les éventuelles explosions solaires. Dans certains cas, un dosimètre d'ambiance (mesurant les doses gamma et neutron) est placé à bord des avions.

## 9.3.9. Autorisations

Toute activité nucléaire (sauf appareil fonctionnant sous une tension inférieure à 5 kV) est soumise à un régime de déclaration ou d'autorisation préalable prévu par le Code de la santé publique.

L'addition de substances radioactives dans les biens de consommation est interdite.

En dehors des applications médicales, le régime de déclaration ou d'autorisation préalable ne s'applique pas lorsque les activités en causes sont inférieures à certains seuils (seuils d'exemption) ou pour certaines catégories d'appareils.

En dehors des cas d'exemption, trois régimes distincts en fonction des caractéristiques des sources de rayonnements et de leur utilisation sont définis par le Code de la santé publique.

### 9.3.9.1. Régime d'exemption

Le régime d'exemption concerne les cas suivants :

- quantité de radionucléide présent inférieure au seuil d'exemption de la substance quelle que soit la concentration d'activité ;
- concentration par unité de masse inférieure au seuil d'exemption de la substance (masse inférieure à une tonne) ;
- appareil électrique certifié conforme aux normes (débit de dose équivalente inférieur à 1 µSv/h à 0,1 m de sa surface accessible) ;
- tube cathodique ou appareil électrique (différence de potentiel inférieure à 30 kV – débit de dose équivalente inférieur à 1 µSv/h à 0,1 m de sa surface accessible).

### 9.3.9.2. Produits ou dispositifs contenant des radionucléides à des fins médicales

La demande d'autorisation (ou son renouvellement) doit être présenté(e) par le chef d'établissement et doit être cosigné(e) par la personne physique qui sera le responsable de l'activité envisagée.

Les activités concernant la fabrication, la détention, la distribution, l'importation de radionucléides et les activités d'essais sur des dispositifs émetteurs de rayonnements destinés à des fins médicales sont soumises (avant leur mise sur le marché) à une autorisation délivrée par le directeur général de l'AFSSAPS (Agence française de sécurité sanitaire des produits de santé).

Le dossier de demande doit contenir les éléments suivants :

- informations d'ordre médical pour la justification de la nouvelle application et ses conséquences ;
- informations concernant le fabricant, le fournisseur et sur les modalités de reprise ;

– informations générales sur l'établissement ;

– informations générales sur le demandeur, la qualification des personnels utilisateurs, la personne compétente en radioprotection ;

– informations détaillées sur les sources de rayonnements, les installations, les mesures de contrôle ;

– informations sur les mesures de protection du personnel, de la population, de l'environnement.

### *9.3.9.3. Rayonnements ionisants en milieu médical*

Les activités concernant l'utilisation de rayonnements ionisants pour la médecine, l'art dentaire, la biologie humaine et la recherche biomédicale conduisent à deux régimes différents selon qu'il s'agit de matériels lourds autorisés au titre de la carte des équipements sanitaires (autorisation) ou non (déclaration).

#### Générateurs électriques de rayons X (fixes ou mobiles) à visée diagnostique

Ils sont soumis à déclaration auprès du préfet de département (voir paragraphe 9.5.9.5). Les déclarations sont à renouveler tous les 5 ans. Le dossier de déclaration est établi selon un formulaire défini par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Le dossier de déclaration précise :

– la qualification du demandeur ;

– les caractéristiques du local d'implantation.

– la désignation et les caractéristiques du matériel voire des autres matériels implantés dans le local.

#### Utilisation de radionucléides à des fins médicales et générateurs électriques figurant dans la liste des équipements lourds

Ils sont soumis à autorisation du ministre de la Santé et accordée par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Les dossiers de demande d'autorisation sont présentés aux divisions locales de l'Autorité de sûreté nucléaire par le chef d'établissement et cosignés par la personne physique qui sera le responsable direct de l'activité envisagée sur un formulaire téléchargeable.

Les autorisations sont à renouveler tous les 5 ans. Le dossier doit contenir les :

– informations générales sur l'établissement ;

– informations générales sur le demandeur, la qualification des personnels utilisateurs, la personne compétente en radioprotection ;

– informations détaillées sur les sources de rayonnements, les installations, les mesures de contrôle ;

– informations sur les mesures de protection du personnel, de la population, de l'environnement ;

– informations concernant le fabricant, le fournisseur et les modalités de reprise.

Si l'utilisation se fait en dehors de tout établissement, le dossier devra indiquer les conditions de transport, d'utilisation et de stockage.

*Note : si un établissement possède une autorisation au titre des matériels lourds, les appareils soumis à déclaration sont rappelés dans l'autorisation.*

### 9.3.9.4. Rayonnements ionisants en dehors du milieu médical

Les activités concernant l'utilisation des rayonnements ionisants pour des activités nucléaires autres que celles destinées à la médecine, l'art dentaire, la biologie humaine ou la recherche biomédicale sont soumises à une autorisation du ministre de la Santé (ASN). Elles concernent :

– la fabrication de radionucléides ;

– la fabrication de produits et dispositifs en contenant ;

– l'importation, l'exportation de radionucléides, de produits ou de dispositifs en contenant ;

– la distribution de radionucléides, de produits ou de dispositifs en contenant ;

– l'utilisation d'appareils émettant des rayons X ou de sources radioactives et l'emploi d'accélérateurs autres que les microscopes électroniques ;

– l'irradiation de produits de quelque nature que ce soit, y compris les denrées alimentaires.

Les conditions d'obtention sont identiques à celles des installations médicales ci-dessus.

*Note : si un établissement possède une autorisation, les sources en dessous du seuil d'exemption sont à rappeler dans l'autorisation.*

### 9.3.9.5. Dispositions communes aux trois sous-sections

Chaque autorisation est délivrée pour une durée maximale de 5 ans. L'autorisation ne se renouvelle pas par tacite reconduction, il faut en faire la demande.

L'autorisation est non transférable. Elle est délivrée à une personne physique (elle engage sa responsabilité) qui doit posséder une qualification et une formation.

Les changements de titulaire, d'affectation des locaux, des dispositifs, l'extension du domaine couvert par l'autorisation doivent faire l'objet d'une nouvelle demande d'autorisation.

Les changements de chef d'établissement, de PCR, de modification concernant l'équipement des installations sont à déclarer à l'autorité ayant délivré l'autorisation.

L'autorisation prévoit si nécessaire l'obligation d'établir un plan d'urgence interne.

Toute cession ou acquisition de radionucléides (sources scellées ou non scellées, produits en contenant) doit donner lieu à un enregistrement préalable auprès de l'Institut de radioprotection et sûreté nucléaire suivant un formulaire défini.

### 9.3.9.6. Installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE)

#### ICPE soumises à déclaration ou à autorisation

Les activités à risque pour l'environnement sont listées dans une nomenclature qui soumet les installations concernées à un régime de déclaration ou d'autorisation. Sont soumises :

– à déclaration les installations qui, ne présentant pas de graves inconvénients, doivent néanmoins respecter des prescriptions générales édictées par le préfet en vue d'assurer dans le département la protection de l'environnement. Il est demandé un dossier comprenant les pièces nécessaires pour la déclaration d'une « ICPE » à transmettre à la préfecture avant le démarrage de l'activité soumise à déclaration. Le dossier suit ensuite la procédure de déclaration ;

– à autorisation préfectorale les installations qui présentent des inconvénients majeurs pour la préservation de l'environnement. De même, les pièces nécessaires à la demande d'autorisation d'ouverture d'une ICPE sont requises. La procédure d'examen du dossier d'autorisation est plus complexe que celle envisagée dans le cadre de la déclaration.

Les critères de classement « ICPE » relatifs à la mise en œuvre de substances radioactives sont définis dans les rubriques 1700, 1715 et 1735 (décret n° 2006-1454 du 24 novembre 2006) qui ont remplacé les rubriques 1710, 1711, 1720 et 1721 de la nomenclature des installations classées pour la protection de l'environnement précédemment définie. Ces nouvelles rubriques correspondent à :

– 1700 : champ d'application et modalités de calcul du coefficient permettant de définir si l'installation est soumise à déclaration ou à autorisation ;

– 1715 : substances radioactives (préparation, fabrication, transformation, conditionnement utilisation, dépôt ou stockage) sous forme de sources radioactives, scellées ou non scellées à l'exclusion des installations de la rubriques 1735, des INB et des INBS ;

– 1735 : substances radioactives (dépôt, entreposage ou stockage) sous forme de résidus solides de minerai d'uranium, de thorium ou de radium.

#### Rubrique 1715

Des seuils sont définis, selon la nature des opérations effectuées, celle des radionucléides détenus (radiotoxicité) et des quantités de produits mises en œuvre, afin de déterminer si l'installation est exemptée de classement « ICPE », ou si elle doit être classée.

Elle relève alors :

– d'un régime de déclaration : installation classée pour la protection de l'environnement soumise à déclaration en préfecture ;

– d'un régime d'autorisation : installation classée pour la protection de l'environnement soumise à autorisation préfectorale après enquête publique. Dans le cadre de l'autorisation, un rayon d'affichage variable est nécessaire.

Rubrique 1735

Il n'existe qu'un seuil d'autorisation fixé à une tonne pour la quantité totale de matière. Au-delà de certains seuils d'activité fixés selon les modalités du décret nº 2007-830 du 11 mai 2007, l'installation devient installation nucléaire de base (INB) soumise à autorisation ministérielle. Les installations nucléaires de base sont définies dans le décret nº 63-1228 du 11 décembre 1963 et l'arrêté du 11 mars 1996.

### 9.3.9.7. Mesures organisationnelles

Suite aux déclarations ou demandes d'autorisations adressées au préfet, ce dernier notifie des prescriptions en matière de sûreté et de radioprotection (ou confirme celles proposées par l'exploitant) conditionnant l'exploitation envisagée.

La connaissance de la réglementation sur les ICPE permet à la personne compétente en radioprotection de situer en permanence les installations dont elle a la charge sur le plan du risque potentiel pour l'environnement et le public (installation hors classement, soumise à déclaration ou à autorisation).

Les autorisations délivrées aux INB, Installations nucléaires de base secrètes (INBS) ou ICPE, tiennent lieu d'autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire pour toutes les sources scellées et non scellées ainsi que les appareils électriques émetteurs de rayonnements ionisants contenus dans ces installations. Ne sont pas concernées par cette disposition les activités nucléaires destinées à la médecine, à l'art dentaire, à la biologie humaine et à la recherche biomédicale ainsi que celles concernant la distribution, l'importation et l'exportation.

Les contrôles dans le cadre des installations « ICPE » sont effectués par les inspecteurs des DRIRE.

## 9.3.10. Autorisation concernant les matières nucléaires

Certaines matières sont soumises à la loi nº 80-572 du 25 juillet 1980 sur la protection et le contrôle des matières nucléaires et donc à un régime particulier d'autorisation. Ces éléments et les quantités soumises à la loi sont précisés dans le décret nº 81-512 du 12 mai 1981 et par le décret nº 81-558 du 15 mai 1981 pour la protection et le contrôle des matières nucléaires dans le domaine de la défense.

Les établissements doivent déclarer annuellement leur comptabilité de matières nucléaires détenues, suivant les indications portées dans le tableau 9.9.

## 9.3.11. Déchets

Il convient de souligner, qu'au titre des règles de l'AIEA, les déchets radioactifs sont toutes les matières pour lesquelles aucune utilisation n'est prévue et qui contiennent des concentrations en radionucléides supérieures à certains seuils.

La matière radioactive contenue dans les déchets doit être isolée et confinée de telle sorte que le retour de la radioactivité vers la biosphère entraîne pour les populations concernées une exposition aussi faible que raisonnablement possible et impérativement inférieure aux normes publiques.

**Tableau 9.9. Seuils de déclaration et d'autorisation pour les matières nucléaires.**

| Élément | Déclaration | Autorisation |
|---|---|---|
| Pu | 1 g | 3 g |
| U enrichi : $\geqslant 20\ \%\ ^{235}U$ | 1 g | 15 g |
| U enrichi : $< 20\ \%\ ^{235}U$ | 1 g | 250 g |
| Thorium - U nat. | 1 kg | 500 kg |
| $^{2}H$ | 1 kg | 200 kg |
| $^{3}H$ | 0,01 g | 2 g |
| $^{6}Li$ | 1 g | 1 kg |

L'Andra dispose de moyens permettant de collecter ces déchets et de structures adaptées aux traitements qui impliquent leur élimination ou leur stockage (voir chapitre 5 « Principales utilisations des sources de rayonnements ionisants et gestion des déchets générés »). Les déchets doivent faire l'objet d'un tri par catégorie. Le respect de la sélection de ces catégories est une condition essentielle de la qualité du traitement qui permet d'assurer la sécurité maximale des agents appelés à les traiter et de diminuer les coûts de l'élimination des déchets. Le stockage des déchets constitue la phase finale du processus rigoureux de tri, de traitement et de conditionnement, chaque opération faisant l'objet de contrôles, d'une comptabilité des matières radioactives, d'un archivage. Le choix du site de stockage lui-même répond à des critères stricts et l'environnement est étudié en permanence. Le tableau 9.10 synthétise le devenir des déchets en fonction de leurs caractéristiques.

**Tableau 9.10. Site de stockage des déchets radioactifs.**

<table>
<tr><th>Type de déchet</th><th>Exemples</th><th>Période courte (<30 ans)</th><th>Période longue (>30 ans)</th></tr>
<tr><td>Sources scellées</td><td></td><td colspan="2">Reprises par le fournisseur</td></tr>
<tr><td>Très faible activité (TFA)</td><td>Produits de démantèlement Assainissement...</td><td colspan="2">Centre de stockage TFA (Morvilliers)</td></tr>
<tr><td>Faible activité (FA)</td><td>Filtres, outils, gants, flacons...</td><td rowspan="2">Centre de stockage de l'Aube</td><td>Études en cours</td></tr>
<tr><td>Moyenne activité (MA)</td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>Haute activité (HA)</td><td>Cycle du combustible</td><td colspan="2">Études en cours</td></tr>
</table>

Les déchets les plus importants proviennent du cycle industriel de production d'énergie. Ce type de déchets et leur mode d'élimination ne sont pas envisagés dans ce thème.

Ce document s'applique essentiellement aux déchets des « petits producteurs ». À la différence des « grands producteurs » (EDF, CEA, Cogema...) les « petits producteurs » sont des établissements publics ou privés du secteur hospitalo-universitaire, de la recherche ou de l'industrie, utilisant des produits radioactifs. La caractéristique majeure des déchets radioactifs « petits producteurs » est leur faible activité alliée à une production limitée, et leur extrême diversité.



### Définition d'un déchet radioactif « petit producteur »

L'article R.1333-12 du décret 2002-460 du 4 avril 2002 précise ce qu'est un déchet « petit producteur ». Ce sont les effluents et déchets provenant :

- de toutes les activités nucléaires destinées à la médecine, à l'art dentaire, à la biologie humaine ou à la recherche biomédicale et vétérinaire ;
- de toute autre activité nucléaire, à l'exception de celles exercées dans les INB, INBS, ICPE et les installations autorisées en application du code minier.

### Circulaire 323/DGS du 9 juillet 2001

L'élimination des déchets (médicaux ou industriels, en sources non scellées) est régie par la circulaire 323/DGS du 9 juillet 2001 qui précise les niveaux d'activités à partir desquels les déchets issus d'activités nucléaires sont considérés comme déchets radioactifs. Ces niveaux font référence aux seuils d'exemption des radionucléides en activité totale et en activité massique. Cette circulaire pourrait être prochainement remplacée par un acte réglementaire de niveau supérieur.

La classification des déchets radioactifs se fait selon leur activité, leur nature (émetteurs alpha ou autre) et leur période (très courte, courte ou longue). Chaque type de déchet nécessite un mode de gestion spécifique. Le tri et le conditionnement doivent être faits le plus en amont possible (dès le niveau des ateliers ou laboratoires de production), en fonction de la période.

Il a été défini une classification en trois types des déchets radioactifs « petits producteurs » afin de permettre leur gestion dans le temps.

- Type I : période radioactive très courte, inférieure à 6 jours ;
- Type II : période radioactive courte, de 6 à 100 jours ;
- Type III : période radioactive longue, supérieure à 100 jours.

Les déchets de période inférieure à 100 jours sont éliminés localement par dilution et/ou décroissance radioactive.

Les déchets de période supérieure à 100 jours doivent être pris en charge par l'Andra.

La circulaire prévoit la mise en place d'un plan de gestion interne des déchets radioactifs qui doit être approuvé par les autorités.

Tout dossier de projet de rejet des effluents liquides et gazeux ainsi que de déchets contaminés doit faire l'objet d'un examen et d'une approbation de l'Autorité de sûreté

nucléaire compte tenu des caractéristiques et des quantités de radionucléides détenus ainsi que des exutoires retenus pour leur élimination. Ce dossier comporte la description de la configuration des locaux, le contrôle et la surveillance avant évacuation, l'inventaire des déchets (type, importance), l'évaluation régulière de l'activité, l'étiquetage et la traçabilité.

Des dispositions particulières sont prévues lorsque ces déchets sont mis en décroissances sur place. Un contrôle en sortie de site est nécessaire. En ce qui concerne les effluents liquides les valeurs à respecter à la sortie des émissaires sont 100 $Bq.L^{-1}$ pour l'iode 131 et 7 $Bq.L^{-1}$ pour les autres radionucléides.

*Note : ces dispositions sont susceptibles d'être modifiées par les évolutions réglementaires attendues.*

### Élimination des sources scellées et des déchets radifères

En ce qui concerne les sources scellées, la réglementation prévoit qu'elles soient rendues au fournisseur en cas de cessation définitive d'emploi ou au plus tard au bout de dix ans.

Avant ce délai, dans le cas de fuite de substance radioactive, la source doit également être renvoyée au fournisseur pour réparation ou remplacement.

C'est en principe à l'Andra de récupérer les sources dites « orphelines » (sources dont le propriétaire ou la provenance ne sont plus démontrables). Il n'y a toujours pas de site d'entreposage pour ces sources sauf pour les sources radifères. L'Andra entrepose actuellement à Cadarache les sources orphelines de radium, américium, thorium (ex : sources d'américium présentes sur les anciens paratonnerres, sels d'uranium utilisés en microscopie électronique. . .).

### Inventaire national des déchets radioactifs

L'Andra dresse chaque année un inventaire des déchets radioactifs. Cet inventaire doit être mis à jour chaque année.

Le site Internet (www.andra.fr) permet d'obtenir directement le guide d'enlèvement des déchets « petits producteurs », avec une mise à jour permanente.

## 9.4. Acteurs de la réglementation

> « *All the world is a stage*
> *and man and women are merely players* »
>
> Shakespeare – *As you like it*

Dans tout établissement où des personnels sont soumis à des risques d'exposition dus à des activités nucléaires, l'organisation de la radioprotection repose sur les acteurs principaux que sont le chef d'établissement (ou l'employeur), la personne compétente en radioprotection, le médecin du travail et le CHSCT (ou les délégués du personnel).

D'autres organismes viennent renforcer ou contrôler leur action, les autorités (ASN, DRIRE), l'IRSN, l'Inspection du travail, les services de l'organisme de sécurité sociale compétent (SPOSSEC) et les organismes agréés.

### 9.4.1. Chef d'établissement

Le chef d'établissement est le responsable de l'application de la réglementation en radioprotection dans l'établissement. « *Le chef d'établissement prend les mesures générales administratives et techniques, notamment en matière d'organisation et de conditions du travail, pour assurer la prévention des accidents du travail et des maladies professionnelles* ».

Il désigne une PCR et un médecin du travail pour l'appuyer dans les aspects techniques de sa responsabilité.

#### 9.4.1.1. Chef d'établissement et employeur

Il faut distinguer les rôles de chef d'établissement et d'employeur, qui peuvent être tenus par une même personne ou bien par des personnes distinctes.

Dans le cas où chef d'établissement et employeur sont une personne unique, cette dernière a en charge à la fois la sécurité des personnels de l'établissement (formation, aptitude, surveillance de l'exposition) et la sécurité des installations.

Dans le cas d'appel à sous-traitance pour l'intervention d'une entreprise extérieure au sein d'un établissement, chef d'établissement et employeur sont des personnes différentes et les responsabilités sont partagées.

Le chef d'établissement (ou chef de l'entreprise utilisatrice) doit assurer les mesures de protection inhérentes aux locaux et la coordination générale des moyens à mettre en œuvre avec l'employeur de l'entreprise sous-traitante (plan de prévention, convention pour la dosimétrie opérationnelle ou autres moyens de protection si l'employeur ne peut les fournir). Le chef d'établissement de l'entreprise utilisatrice associe la PCR de son établissement qui coordonne les mesures de sécurité avec la (ou les) PCR de l'entreprise sous-traitante.

Il en est de même si l'entreprise utilisatrice fait appel non plus à un sous-traitant mais à une agence d'intérim qui met du personnel à disposition. L'employeur de l'entreprise sous-traitante ou l'agence d'intérim a la responsabilité des mesures individuelles vis-à-vis de son personnel (visite médicale d'aptitude, moyens de protection, dosimétrie passive, suivi médical, formation. . .). Dans le cas particulier de l'agence d'intérim, la visite médicale renforcée est à la charge de l'entreprise utilisatrice.

Dans tous les cas, le chef d'établissement doit s'assurer que l'employeur sous-traitant ou l'agence d'intérim remplit bien ses obligations dans son établissement et le/la suppléer dans le cas contraire. Le chef d'établissement agit de même avec un travailleur non salarié (travailleur indépendant) qui doit assurer pour lui-même visite d'aptitude et surveillance dosimétrique passive.

#### 9.4.1.2. Mesures administratives

**Désignation de la PCR et du médecin du travail**

Le chef d'établissement :

– désigne une PCR, décrit ses missions, s'assure de sa formation et met à sa disposition les moyens de sa fonction. Cette désignation doit faire l'objet d'un document officiel de nomination qui précise le positionnement de la PCR (autorité et indépendance).

La conduite est identique pour la désignation des membres d'un service compétent en radioprotection ;

– s'assure d'un service de médecine du travail ;

– porte à la connaissance des travailleurs les noms et les coordonnées de la PCR et du médecin du travail.

### Formation et information des personnels

Le chef d'établissement :

– s'assure que les personnels sont formés aux risques, que la périodicité de cette formation est au moins triennale et que les personnels sont titulaires du CAMARI pour les travaux de radiographie industrielle ;

– remet au travailleur une notice de radioprotection en relation avec les risques inhérents à son poste de travail ;

– fait donner au personnel féminin l'information sur les risques particuliers de l'embryon et sur la nécessité de déclarer au plus tôt une grossesse par mesure de précaution. La déclaration de grossesse n'est pas une obligation réglementaire mais elle est fortement conseillée ;

– informe les travailleurs de l'existence de la fiche d'exposition.

### Déclaration des activités nucléaires et documents de suivi

Le chef d'établissement :

– s'assure que les activités nucléaires de son établissement sont autorisées (dossiers d'autorisation ou de déclaration auprès de l'ASN ou des ICPE) et de la tenue des dossiers et documents administratifs correspondants ;

– fait tenir par la PCR le document relatif à la méthode de délimitation des zones ;

– fait établir la procédure de contrôles internes et des instruments de mesure.

### Mise à disposition des documents

Le chef d'établissement :

– transmet au médecin du travail la fiche d'exposition de chaque travailleur. Il tient à sa disposition les études des postes de travail, les résultats des contrôles techniques et des mesures d'ambiance ;

– transmet à l'IRSN annuellement le rapport sur les risques existant dans l'établissement et l'inventaire des sources de rayonnements détenues ;

– tient à la disposition des inspecteurs du travail et des inspecteurs en radioprotection de l'ASN le relevé de sources et des contrôles, ainsi que tout document relatif au droit du travail en termes de radioprotection (plans de prévention, registre d'incidents et d'accidents de radioprotection).

#### 9.4.1.3. Mesures techniques

L'employeur :

– fait analyser les postes de travail et établir les évaluations prévisionnelles de dose et prendre les dispositions pour optimiser ces doses, les faire mesurer et analyser. De même s'il fait charger et transporter des matières radioactives ;

– prend les dispositions pour attribuer des postes adaptés aux femmes enceintes ;

– met en place les règles d'aménagement des locaux : délimitation et signalisation des zones, établissement de consignes de sécurité et dispositions adaptées pour les locaux à risque de contamination ;

– aménage les locaux pour permettre l'évacuation des personnels en cas d'accident ;

– constitue des équipes de sécurité (en INB) ;

– veille à la prise en compte globale des risques, radiologiques et non radiologiques ;

– prend toutes dispositions pour que le médecin du travail puisse disposer d'un tiers temps pour l'évaluation des risques et l'amélioration des postes de travail ;

– fait réaliser les contrôles techniques et d'ambiances, en définit éventuellement les fréquences qui ne peuvent être supérieures à celles prévues par la réglementation mais adaptées au régime de travail ;

– définit les mesures de protection collective et choisit les équipements individuels sur conseil du médecin du travail.

#### 9.4.1.4. Surveillance des personnels

Le chef d'établissement :

– assure le classement de personnels, les adresse au médecin du travail pour les visites d'aptitude et fait assurer la surveillance de l'exposition ;

– peut contester la décision d'aptitude ;

– peut avoir connaissance des résultats des doses efficaces des travailleurs sous une forme excluant toute identification pour exploitation à des fins statistiques et communication sous forme nominative des résultats de dosimétrie opérationnelle mise en œuvre dans l'établissement. Il en préserve la confidentialité.



#### 9.4.1.5. Situation anormale de travail

Le chef d'établissement est averti en cas de dépassement des limites. Il en informe le CHSCT et l'inspection du travail. Il transmet le rapport final suite à intervention.

En cas d'intervention sous autorisation spéciale, il transmet les justificatifs à l'inspecteur du travail, à l'inspecteur en radioprotection de l'ASN et à l'IRSN.

Il avertit les autorités et l'inspecteur du travail en cas d'urgence radiologique.

## 9.4.2. Médecin du travail

Le médecin du travail, parfois appelé médecin de prévention, n'est pas un médecin de soins.

Selon la taille de l'établissement, le médecin du travail est intégré à celui-ci dans le cadre du service de santé au travail ou bien il appartient à un centre de médecine du travail extérieur ou exerce en libéral. Pour le suivi des personnels de catégorie A ou B, le médecin du travail doit appartenir au service de Médecine du travail territorialement compétent.

Le médecin du travail est titulaire du CES de médecine du travail ou a été reconnu comme tel sur les acquis de l'expérience. De plus, pour le suivi des personnels de catégorie A ou B travaillant en INB, il doit avoir suivi une formation particulière conforme à l'arrêté du 27 mai 1997.

### 9.4.2.1. Principales tâches du médecin du travail

Le médecin du travail :

- assure les visites médicales d'aptitude ;
- assure un contrôle des postes de travail (tiers temps) ;
- conseille le chef d'établissement, les représentants du personnel et les services sociaux ;
- donne son avis au chef d'établissement pour le classement des personnels dans la catégorie A ;
- reçoit la fiche d'exposition ; apporte son concours pour l'établir et l'actualiser ;
- constitue et tient à jour un dossier médical individuel ;
- reçoit les résultats dosimétriques ;
- prescrit les examens qu'il estime nécessaires ;
- formule toute proposition au chef d'établissement quant aux choix des équipements de protection individuels en prenant en compte leurs modalités de port ; donne son avis sur leur durée de port ininterrompu ;
- propose en cas de nécessité des mesures individuelles ;
- collabore à l'action de la PCR et est informé par celle-ci du risque de dépassement des limites ;
- est également averti par l'IRSN du dépassement des limites ;
- informe le salarié concerné de ce dépassement et prend toute disposition qu'il juge utile. En particulier, il donne son avis pour toute exposition ultérieure. En cas de dépassement des limites ou d'exposition exceptionnelle, il établit un bilan dosimétrique et un bilan des effets ;
- participe à la formation et à l'information du personnel et à l'élaboration de cette formation.

#### 9.4.2.2. Visites médicales d'aptitude

Le but de toute visite dans le cadre de la médecine du travail est de s'assurer que le personnel est médicalement apte au poste de travail (recherche de contre-indications) et de proposer éventuellement des adaptations du poste de travail.

Mais également (spécialement à la visite initiale) de rechercher si le personnel est atteint ou non d'une affection dangereuse pour lui-même ou pour les autres.

La visite médiale doit prendre en compte les maladies professionnelles et en faire la déclaration de manière à préserver les droits à réparation.

En sus des visites classiques (visite d'embauche avant la prise de poste, visite de reprise du travail après arrêt de travail, visites à la demande de l'intéressé), les visites concernant spécifiquement l'exposition aux rayonnements ionisants sont :

- visite médicale renforcée au moins une fois par an (catégories A et B) ;
- visite à l'occasion d'une exposition sous autorisation spéciale ;
- visite après un dépassement de limite.

Les visites médicales comprennent l'examen général et l'interrogatoire du personnel en relation avec les risques mentionnés sur la fiche d'exposition et la prescription des examens complémentaires que le médecin juge utiles.

La réglementation n'impose aucun examen complémentaire particulier. Il existe une circulaire du 25 août 1991 qui indique au médecin des dispositions qu'il peut éventuellement suivre. Cette circulaire doit être actualisée sous forme d'un arrêté qui définira les recommandations et instructions techniques et précisera les modalités des examens spécialisés complémentaires.

#### 9.4.2.3. Suivi post-professionnel

La réglementation prévoit en outre un suivi médical post-professionnel, pris en charge par la Sécurité sociale, des personnes ayant été exposées au cours de leur carrière à des substances cancérogènes. Les rayonnements ionisants sont classés comme substances potentiellement cancérogènes. Cette règle correspond à l'article D 461-25 du Code de la Sécurité sociale et à l'arrêté du 28 février 1995.

Au moment de la cessation d'activité, le médecin du travail remet à l'intéressé : le cumul dosimétrique, la fiche de travaux ainsi que le nombre d'heures passées aux postes soumis aux rayonnements ionisants. L'intéressé remettra ces documents au médecin de son choix afin d'assurer sa surveillance médicale selon la périodicité définie. Pour bénéficier du suivi prévu, il doit parallèlement en faire la demande auprès de sa caisse d'assurance maladie.

#### 9.4.2.4. Tiers temps

Le chef d'établissement doit prendre toutes dispositions pour que le médecin du travail consacre un tiers de son temps à l'environnement de travail, relativement à la radioprotection et autres risques et réalise :

- visites sur les lieux ;

– études ergonomiques et de postes ;
– identification et mesure des risques professionnels ;
– réunions avec le CHSCT.

### 9.4.2.5. Dossier médical individuel

Le médecin du travail tient pour les personnels de catégorie A ou B un dossier médical particulier contenant la fiche d'exposition, les résultats des examens et les résultats de la surveillance de l'exposition (voir paragraphes 9.3.5.2 et 9.3.6).

En complément du paragraphe sur la surveillance de l'exposition, sont rappelés les points relevant de la stricte obligation du médecin :

– la dosimétrie externe passive : les résultats nominatifs de la dosimétrie externe passive sont destinés au seul médecin du travail, pour le suivi individuel des personnes. (La personne compétente en radioprotection a communication sur 12 mois de la dose efficace.) Le médecin du travail communique les résultats de dosimétrie aux intéressés ;
– la dosimétrie externe opérationnelle : les résultats de la dosimétrie externe opérationnelle sont communiqués au médecin du travail par la PCR ou bien le médecin du travail consulte la base SISERI de l'IRSN ;
– la dosimétrie interne : les examens de dosimétrie interne (radiotoxicologie et/ou anthroporadiamétrie) sont des examens médicaux, prescrits par le médecin quand il les estime nécessaires. Leurs résultats sont confidentiels et ne sont communiqués ni à la PCR ni au chef d'établissement.

### 9.4.2.6. Tableau des maladies professionnelles

Les pathologies susceptibles d'être liées aux activités professionnelles ou aux conditions de travail relèvent soit des accidents du travail soit des maladies professionnelles.

Les maladies professionnelles sont la conséquence directe de l'exposition habituelle d'un travailleur à une nuisance au cours de son activité professionnelle. Il y a toujours présomption d'imputabilité c'est-à-dire que l'affection est réputée être la conséquence de l'exposition (s'il y a eu exposition et qu'il y a maladie, celle-ci est reconnue comme « maladie professionnelle »). Ceci implique une comptabilisation des doses reçues ainsi qu'une fiche d'exposition.

Les conditions suivantes doivent être réunies :

– la maladie doit figurer sur une liste des maladies professionnelles. Il existe un tableau pour les principaux facteurs de risque professionnels. Celui des maladies professionnelles liées aux rayonnements ionisants est le tableau n° 6 ;
– le délai de prise en charge doit être respecté (ce délai est le délai maximal qui doit s'être écoulé entre la dernière exposition professionnelle et le diagnostic).

Le tableau 9.11 présente le tableau officiel des maladies professionnelles (tableau 6 spécifique des maladies dues aux rayonnements ionisants).

**Tableau 9.11. Tableau des maladies professionnelles.**

| **Affections provoquées par les rayonnements ionisants** | | |
|---|---|---|
| Date de création : 4 janvier 1931 | | Dernière mise à jour : 26 juin 1984 (*décret du 22 juin 1984*) |
| **Désignation des maladies** | **Délai de prise en charge** | **Liste indicative des principaux travaux susceptibles de provoquer ces maladies** |
| Anémie, leucopénie, thrombopénie ou syndrome hémorragique consécutif à une irradiation aiguë | 30 jours | Tous travaux exposant à l'action des rayons X ou des substances radioactives naturelles ou artificielles ou à tout autre source d'émission corpusculaire, notamment :<br>– extraction et traitement des matières radioactives ;<br>– préparation des substances radioactives ;<br>– préparation de produits chimiques et pharmaceutiques radioactifs ;<br>– préparation et application de produits luminescents radioactifs ;<br>– recherches ou mesures sur les substances radioactives et les rayons X dans les laboratoires ;<br>– travaux exposant les travailleurs au rayonnement dans les hôpitaux, les sanatoriums, les cliniques, les dispensaires, les cabinets médicaux, les cabinets dentaires et radiologiques, dans les maisons de santé et les centres anti-cancéreux ;<br>– travaux dans toutes les industries ou commerces utilisant les rayons X, les substances radioactives, les substances ou dispositifs émettant les rayonnements indiqués ci-dessus. |
| Anémie, leucopénie, thrombopénie ou syndrome hémorragique consécutif à une exposition chronique | 1 an | |
| Blépharite ou conjonctivite | 7 jours | |
| Kératite | 1 an | |
| Cataracte | 10 ans | |
| Radiodermites aiguës | 60 jours | |
| Radiodermites chroniques | 10 ans | |
| Radio-épithélite aiguë des muqueuses | 60 jours | |
| Radiolésions chroniques des muqueuses | 5 ans | |
| Radionécroses osseuses | 30 ans | |
| Leucémies | 30 ans | |
| Cancer broncho-pulmonaire primitif par inhalation | 30 ans | |
| Sarcome osseux | 50 ans | |

## 9.4.3. CHSCT ou délégués du personnel

Le comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail (CHSCT) est obligatoire dans les établissements industriels, agricoles et commerciaux de plus de cinquante salariés (loi du 28 décembre 1982).

Dans les établissements de moins de cinquante salariés, les travailleurs sont représentés par des délégués du personnel. En cas de danger immédiat, l'employeur doit procéder sur-le-champ à une enquête avec les membres du CHSCT et prendre les mesures nécessaires. À défaut d'accord, l'inspecteur du travail est saisi immédiatement. Tant que le danger persiste, l'employeur ne peut demander au salarié de reprendre son travail.

Le CHSCT donne son avis sur la nomination de la personne compétente en radioprotection.

Placée sous la responsabilité de l'employeur, la personne compétente travaille en liaison avec le CHSCT.

Le CHSCT :

- reçoit de l'employeur, au moins une fois par an, un bilan statistique des contrôles techniques d'ambiance et du suivi dosimétrique du personnel ;
- a communication des informations concernant les dépassements des limites ainsi que les mesures prises ;
- accède aux résultats des contrôles techniques des installations et reçoit communication des mesures d'organisation prises par le chef d'établissement concernant les zones réglementées ;
- accède au document interne précisant les mesures concernant les zones.



## 9.5. Rôle de la personne compétente en radioprotection

La fonction de personne compétente en radioprotection (PCR) a 40 ans. Avant 1967, seule l'industrie nucléaire comprenait des services dédiés à la radioprotection. Pour les autres types d'installations, la notion de PCR apparaît avec le décret n° 67-228 du 15 mars 1967 (article 7) qui stipule que l'employeur désigne une PCR chargée de la mise en application du décret et qui en particulier :

- connaisse le fonctionnement des appareils ;
- réponde aux mesures d'urgences, assure les contrôles, tienne à jour la fiche de nuisance.

Un suppléant pouvait être désigné, mais il n'existait pas de formation particulière à la fonction de PCR.

Avec la parution du décret n° 86-1103 du 2 octobre 1986 (article 17), la PCR dispose de moyens et d'une formation dont le programme et les modalités sont définis dans l'arrêté du 25 novembre 1987. Elle assure les fonctions modifiées et élargies suivantes :

- analyse des postes de travail et prise des mesures de protection ;
- recensement des situations à risques, élaboration des plans de prévention et prise des mesures d'urgence, participation à la formation des personnels ;
- réalisation de certains contrôles (apparition des organismes agréés) ;

– rédaction des consignes pour les travaux extérieurs ;

– travail en relation avec d'autres entités (médecin du travail, CHSCT, inspecteur du travail, organisme agréé. . .).

Après la parution des décrets nº 98-1185, nº 98-1186 du 24 décembre 1998 et l'arrêté du 13 mars 1999, elle est habilitée pour la gestion de la dosimétrie opérationnelle après avis de l'OPRI, alors en charge de ces autorisations et veille en cas de dépassement des limites d'exposition. Le décret 2003-296 du 31 mars 2003 codifie la fonction de PCR (Code du travail article R231-106).

### 9.5.1. Formation de la PCR

« *La personne compétente en radioprotection ne peut être désignée qu'après avoir suivi préalablement avec succès une formation à la radioprotection dispensée par des formateurs certifiés par des organismes accrédités. Les modalités de certification et de formation sont fixées par arrêté des ministres chargés du Travail et de l'Agriculture après avis de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.* »

La formation doit donc être réalisée par un formateur certifié. Début 2007, cette certification ne pouvait être obtenue qu'auprès de 2 organismes accrédités par le COFRAC : le Comité français de certification des entreprises pour la formation et le suivi du personnel travaillant sous rayonnements ionisants (CEFRI) et l'Agence française d'assurance qualité (AFAQ). À l'issue d'un audit, le formateur est certifié pour une durée de 5 ans. À la fin de cette période, il doit faire l'objet d'une nouvelle évaluation pédagogique.

La formation doit être conforme à un programme (arrêté du 26 octobre 2005 modifié par l'arrêté du 13 janvier 2006) et être spécifique du domaine d'activité de la PCR.

Les 3 secteurs d'activité définis dans cet arrêté :

– **secteur « médical »** : concerne les activités nucléaires et radiologiques destinées à la médecine préventive et curative, à l'art dentaire, à la biologie médicale, à la recherche biomédicale et à la médecine vétérinaire ;

– **secteur « INB-ICPE »** : concerne les établissements dans lesquels sont implantées des INB (installations nucléaires de base) ou des ICPE (installations classées pour la protection de l'environnement) soumises à autorisation ;

– **secteur « industrie et recherche »** : concerne les autres établissements, dont les ICPE soumises à déclaration hors secteur médical.

sont associées à 2 options pour les secteurs médical, industrie et recherche :

– option relative à la détention ou à la gestion de sources radioactives scellées, d'appareils électriques émettant des rayonnements X et d'accélérateurs de particules (SS) ;

– option relative à la détention ou à la gestion de sources radioactives non scellées et des sources scellées nécessaires à leur contrôle (SNS).

La formation comprend 2 modules :

- un module théorique de 5 jours, commun aux 3 secteurs, portant sur les principes de radioprotection et la réglementation et sanctionné par un contrôle des connaissances écrit ;
- un module pratique spécifique au secteur et à l'option, sanctionné par un contrôle des connaissances oral et pratique.

L'attestation de personne compétente en radioprotection est délivrée après réussite au contrôle des connaissances des modules théorique et pratique, ces deux modules pouvant être acquis séparément (durée maximale de 1 an entre chacun).

Pour exercer la fonction de PCR dans différents secteurs et options, il est nécessaire de suivre et de valider les modules pratiques adaptés correspondants.

Un renouvellement de formation est obligatoire tous les 5 ans, et a pour objectif d'actualiser les connaissances techniques et réglementaires des PCR afin de leur permettre de continuer à exercer les missions qui leur sont confiées.

D'après l'arrêté du 26 octobre 2005 (Art. 7), « *la formation spécifique de renouvellement est adaptée au(x) secteur(s) d'activité et à(aux) option(s) dans le ou lesquels la PCR exerce les missions qui lui sont confiées par le chef d'établissement au titre de l'article R.231-106 du Code du travail* ».

Chaque formation de renouvellement comprend un enseignement théorique et un (ou des) module(s) pratique(s), dispensé(s) consécutivement, dépendant du secteur d'activité et de l'option.

Le contrôle des connaissances repose sur une épreuve orale adaptée au secteur d'activité et à l'option et comporte :

- l'analyse d'un rapport d'activité, lequel doit justifier des missions accomplies en tant que PCR durant la période écoulée ;
- un entretien notamment sur la base de ce rapport destiné à vérifier les connaissances du candidat relatives aux principes de radioprotection et à la réglementation, ainsi que son aptitude à assurer les missions de PCR dans le secteur d'activité et l'option concernés.

En cas de succès à ce contrôle des connaissances, une nouvelle attestation, valide 5 ans, sera délivrée. En cas d'échec, les candidats devront suivre à nouveau une formation « initiale ».

### 9.5.2. Nomination de la PCR

La nomination d'une personne compétente en radioprotection par le chef d'établissement est une obligation réglementaire.

Le Code du travail précise dans sa partie réglementaire (livre II Réglementation du travail, titre III Hygiène et sécurité, chapitre 1er Dispositions générales, section 8 : Prévention du risque lié aux rayonnements ionisants, sous-section 6 : Organisation fonctionnelle de la radioprotection, article R.231-106) l'aspect réglementaire de la désignation d'une personne compétente en radioprotection, par le chef d'établissement sur avis du CHSCT ou des délégués du personnel.

L'importance de cet article est telle que nous le citons dans son intégralité dans le paragraphe ci-dessous.

### 9.5.2.1. Article R.231-106

*I. – « Dès lors que la présence, la manipulation, l'utilisation ou le stockage de toute source radioactive scellée ou non scellée ou d'un générateur électrique de rayonnements ionisants entraîne un risque d'exposition pour les salariés de l'établissement ainsi que pour les salariés des entreprises extérieures ou les travailleurs non salariés y intervenant, le chef d'établissement désigne, après avis du comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail ou, à défaut, des délégués du personnel, au moins une personne compétente en radioprotection.*

*Dans les établissements dans lesquels sont implantés une ou plusieurs installations nucléaires de base visées à l'article R.231-105 ainsi que dans les établissements comprenant une installation soumise à déclaration ou à autorisation en application du titre 1er du livre V du Code de l'environnement, les personnes compétentes en radioprotection sont choisies par le chef d'établissement parmi les salariés de l'établissement et sont regroupées au sein d'un service interne, appelé service compétent en radioprotection, distinct des services de production et des services opérationnels de l'établissement.*

*Le chef d'établissement met à la disposition de la personne compétente et, lorsqu'il existe, du service compétent en radioprotection les moyens nécessaires à l'exercice de ses missions. Lorsque le chef d'établissement désigne plusieurs personnes compétentes, il précise l'étendue de leurs responsabilités respectives. »*

*II. – « La personne compétente est consultée sur la délimitation des zones définies à l'article R.2131-81 et sur la définition des règles particulières qui s'y appliquent. Elle participe à l'élaboration et à la formation à la sécurité des travailleurs exposés en application de l'article R.231-89. »*

*III. – « Sous la responsabilité de l'employeur et en liaison avec le comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail ou, à défaut, avec les délégués du personnel :*

*1° Elle procède à une évaluation préalable permettant d'identifier la nature et l'ampleur du risque encouru par les travailleurs exposés. À cet effet, les personnes assurant l'encadrement des travaux ou des interventions lui apportent leur concours ;*

*2° Elle définit, après avoir procédé à cette évaluation, les mesures de protection adaptées qui doivent être mises en œuvre.*

*Elle vérifie leur pertinence au vu des résultats des contrôles et de la dosimétrie opérationnelle prévus aux articles R.231-84, R.231-86 et R.231-34 ainsi que des doses efficaces reçues ;*

*3° Elle recense les situations ou les modes de travail susceptibles de justifier une exposition subordonnée à la délivrance de l'autorisation spéciale requise en application de l'article R.231-79, définit les objectifs de dose collective et individuelle pour chaque opération et s'assure de leur mise en œuvre ;*

*4° Elle définit les moyens nécessaires requis en cas de situation anormale. »*

*IV. – « Lorsqu'une opération comporte un risque d'exposition aux rayonnements ionisants pour des salariés relevant d'entreprises extérieures ou pour des travailleurs non salariés, le chef d'établissement de l'entreprise utilisatrice associe la personne compétente en radioprotection à la définition et à la mise en œuvre de la coordination générale des mesures de prévention à l'article R.231-74. À ce titre, la personne compétente en radioprotection désignée par le chef de l'entreprise utilisatrice peut prendre tous contacts utiles avec les personnes compétentes en radioprotection désignées, le cas échéant, par les chefs des entreprises extérieures. »*



### 9.5.2.2. Désignation de la PCR

La désignation de la PCR s'applique donc indépendamment de la nature des activités nucléaires et quels que soient les types de personnels, salariés ou non, dès qu'existe un risque d'exposition aux rayonnements ionisants.

Si dans le cas des INB, le service compétent est toujours bien défini et les PCR y sont regroupées (il n'est pas nécessaire que tous les membres du service compétent soient PCR), dans le cas des ICPE (installation soumise à déclaration ou à autorisation en application du titre 1er du livre V du code de l'environnement), la désignation de plusieurs PCR (au moins deux) est souvent aléatoire.

Pour les établissements autres que les INB ou ICPE, la PCR n'est pas obligatoirement salariée de l'entreprise, son externalisation est donc possible sous certaines conditions (de proximité en particulier).

En cas de sous-traitance, la PCR de l'entreprise utilisatrice est associée aux actions de protection prévues : elle transmet en particulier les expositions prévisionnelles et gère la dosimétrie opérationnelle. Elle est associée au plan de prévention avec les entreprises extérieures. Le nom et les coordonnées de la PCR sont portés à la connaissance des travailleurs exposés de l'entreprise utilisatrice (article R.231-90), mais aussi des sous-traitants.

## 9.5.3. Missions de la PCR

### 9.5.3.1. Responsabilité de la PCR

Désignée par le chef d'établissement, la PCR le conseille mais la responsabilité reste toujours du ressort de l'employeur.

Dans le cas où plusieurs PCR sont désignées, il est important de borner le cadre des missions et des moyens alloués à chacune, compte tenu de l'implication juridique. En effet, la personne compétente en radioprotection n'est pas un personnel protégé comme le sont les membres du CHSCT.



### 9.5.3.2. Évaluation du risque

La PCR est chargée de procéder à l'étude des postes de travail. Elle procède à cette analyse avant la mise en service de l'installation, après modifications de celle-ci et chaque fois que cela s'avère nécessaire (changement de mode opératoire, variation des résultats dosimétriques, etc.).

Cette étude prend en compte la connaissance du type d'installation, le (ou les) type(s) de rayonnements et leur énergie, la cartographie des débits de dose, les estimations des

temps de travail ainsi que l'environnement de travail pour estimer les risques associés ou potentialisateurs.

Cette analyse des risques, capitale, va conduire à :

- déterminer des zones de travail ;
- évaluer les doses individuelles et collectives ;
- proposer un classement en catégorie pour les individus (public et personnes exposées) ;
- rédiger la fiche d'exposition ;
- identifier des situations incidentelles probables ;
- mettre en place des modes de surveillance.

### 9.5.4. Définition des zones de travail

La PCR est consultée sur la délimitation des zones et la définition des règles qui y sont prises, en particulier la dosimétrie adaptée, les consignes de sécurité, le marquage des zones et des sources, la vérification de la pertinence de ces zones, le contrôle des installations et les mesures d'ambiance (pour une définition de la notion de « zone », se reporter au paragraphe 9.3.2 de ce chapitre).

Les coordonnées de la PCR sont affichées dans les zones.

Elle transmet les mesures d'organisation concernant ces zones au CHSCT et aux autres personnes concernées en cas de sous-traitance. Elle est en contact avec les PCR des entreprises intervenantes pour la définition des plans de prévention dans ces zones et la fourniture des cartographies de débit de dose et des objectifs d'optimisation.

### 9.5.5. Respect des mesures de protection

La PCR définit les modes de protection à mettre en œuvre et adaptés aux risques. Elle conseille le chef d'établissement en matière de protections collectives et individuelles.

En liaison avec d'autres acteurs de la sécurité, elle définit les objectifs d'optimisation à mettre en place et la prise en compte éventuelle de contraintes de dose. Elle met en place des moyens de contrôle de contamination externe du personnel. Elle procède à la rédaction de consignes, spécialement dans le cas de travaux sur un chantier extérieur.

La PCR organise et réalise la vérification des mesures par le suivi des doses efficaces (sur 12 mois) et la surveillance des résultats de la dosimétrie opérationnelle. Elle assure le suivi dans le temps des mesures mises en place par des contrôles internes : contrôles techniques d'ambiances adaptés (au minimum mensuel, ponctuels ou en continu) et contrôles techniques des sources et appareils, des dispositifs de protection et d'alarme, des appareils de mesure pour les contrôles suivant les circonstances (mise en service, périodique, modification, cessation). Le programme des contrôles est défini et les résultats sont enregistrés.

La PCR participe à la rédaction du document prévu à l'article R.230-1, rédigé annuellement et recensant les sources de rayonnements, les risques entraînés et leurs modifications éventuelles ainsi que les résultats des contrôles. Il est adressé à l'IRSN et tenu à disposition des diverses inspections.

### 9.5.6. Situations à risques

Lors de l'étude des postes de travail, la PCR recense « *a priori* » les situations susceptibles de nécessiter des expositions « sous autorisation spéciale » ou des situations d'urgence. Elle procède au recensement des situations « à risques » pouvant déboucher sur une situation incidentelle. Elle prévoit les moyens à mettre en œuvre et estime les doses éventuelles. Elle élabore un plan d'intervention pour les activités pouvant provoquer une situation incidentelle. Elle contrôle après tout dépassement de limites et évite que la situation ne se reproduise en réalisant une étude appropriée et rédige le rapport circonstancié.

### 9.5.7. Surveillance de l'exposition

La démarche de la PCR dans le suivi de l'exposition est d'évaluer la dose et de l'optimiser, puis d'effectuer la mise en place de la surveillance dosimétrique appropriée selon le niveau de risque et la classification de la zone de travail. Elle se fait communiquer les doses efficaces et opérationnelles (12 mois) en interrogeant la base SISERI.

En cas de sous-traitance, la PCR de l'entreprise utilisatrice tiendra à disposition de la PCR de l'entreprise sous-traitante les résultats de la dosimétrie opérationnelle.

La dose est gérée, ou supervisée, par la PCR, à chacune des sorties de zone.

Cette surveillance permet le retour d'expérience (optimisation), de conforter les mesures de protection, d'effectuer des enquêtes en cas de divergence, de revoir les dispositions prises, d'intervenir sur la formation.

La surveillance de l'exposition passive et opérationnelle permet à la PCR, si elle détecte un dépassement de limite ou estime que la personne exposée risque de dépasser l'une des limites, d'avertir le médecin du travail et le chef d'établissement. Elle intervient également dans le cas de perte ou de vol de sources (déclaration).

### 9.5.8. Formation du personnel

La PCR participe à la formation des personnels exposés (même prestataires extérieurs) ; elle élabore cette formation à partir de l'évaluation des risques. Cette formation est à renouveler en fonction des circonstances et avec une périodicité adaptée au risque et aux personnels, a minima tous les trois ans, périodicité prise en application de l'article R.231-89.

La PCR a un rôle de préventeur en diffusant la culture de radioprotection ; éducateur des personnels ayant des niveaux de connaissances et des objectifs variés, elle doit donc diffuser l'information à un niveau adapté à l'interlocuteur. La PCR a un rôle pédagogique essentiel et doit susciter une attitude responsable et un comportement approprié vis-à-vis du risque de la part des personnels formés.

### 9.5.9. Relations de la PCR

#### 9.5.9.1. Relations avec le CHSCT

Le comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail donne son avis sur la nomination de la PCR qui agit en liaison avec lui pour les études des postes de travail, les équipements de protection et la formation des personnels. La PCR lui transmet les résultats

www.lemanip.com

des mesures d'ambiance, les résultats des contrôles internes ainsi que les données statistiques sur le suivi dosimétrique mais c'est l'employeur qui informe le CHSCT en cas de dépassement des limites.

### 9.5.9.2. Relations avec le médecin du travail

Le médecin du travail est en rapport avec la PCR pour les études des postes et les équipements de protection. Celle-ci lui transmet la date de l'étude de poste de travail (portée sur la fiche d'aptitude), les résultats des mesures d'ambiance, les résultats des contrôles et l'alerte en cas de dépassement ou de risque de dépassement des limites.

### 9.5.9.3. Relations avec les organismes agréés

#### Surveillance de l'exposition

La PCR s'assure que l'organisme choisi est bien agréé pour le suivi de la dosimétrie passive. Elle fournit les informations concernant la personne surveillée (identifiant, type de surveillance, organisme entier ou extrémités, périodicité).

Elle se fait communiquer les résultats de la dosimétrie passive sur 12 mois. Elle fait évaluer en urgence le dosimètre en cas d'incident ou d'accident.

Le médecin du travail, en collaboration avec la PCR, doit effectuer une comparaison entre les résultats de la dosimétrie passive et ceux de la dosimétrie opérationnelle.

#### Contrôles externes périodiques

La PCR s'assure que l'organisme choisi est bien agréé pour la réalisation des contrôles périodiques externes. La PCR vérifie le respect de la périodicité des contrôles.

Elle fournit les informations concernant les installations, se fait communiquer les résultats des contrôles et les conserve dans le dossier technique de l'installation.

Si les contrôles internes sont confiés à des organismes agrées, la PCR fournit les informations et conserve les résultats dans le dossier de l'installation.

### 9.5.9.4. Relations avec l'IRSN

La PCR contacte l'IRSN en cas de dépassement des limites (évaluation des causes et des doses reçues) ainsi que pour les procédures d'autorisation spéciale.

Pour le protocole d'accord SISERI, la PCR est désignée et ses coordonnées sont fournies ainsi que celles du médecin du travail. L'IRSN lui délivre une habilitation. La PCR envoie selon une périodicité définie (en principe hebdomadaire) les résultats de la dosimétrie opérationnelle. La PCR consulte les informations dosimétriques.

### 9.5.9.5. Relations avec les autorités

#### Relations avec ASN

La relation de la PCR avec l'ASN est incontournable. Elle est l'interlocuteur privilégié sur le plan technique par sa connaissance des matériels, études de postes et prévisionnels dosimétriques réalisés.

Pour les autorisations concernant les installations, y compris les matériels médicaux (matériels lourds autorisés par la carte sanitaire), le formulaire de déclaration précise le nom et les coordonnées de la PCR. La demande comporte le visa de la PCR. Il en est de même pour les déclarations de matériels radiologiques (hors matériels lourds). Le dossier d'accompagnement précise les différentes mesures de protection et études de sécurité de l'installation, données qui sont fournies par la PCR.

Lors des inspections, la PCR présente les différentes pièces justificatives. En particulier, elle tient à disposition les contrôles des sources, les contrôles d'ambiance et les résultats non nominatifs de la dosimétrie opérationnelle. Elle est également en relation avec l'ASN en cas d'incidents ou d'accidents (classement sur l'échelle des incidents radiologiques).



### Relations avec AFSSAPS

Les autorisations concernant la fabrication, la détention, la distribution de produits contenant des radionucléides ou des dispositifs médicaux en contenant sont actuellement délivrées par l'Agence française de sécurité sanitaire des produits de santé (AFSSAPS), mais ce rôle devrait à terme être transféré à l'ASN, l'AFSSAPS conservant l'élaboration des contrôles de qualité des installations.

Dans ce cadre, la PCR fournit le dossier de sécurité comportant les mesures de protection, et s'assure du respect de ces mesures. Le nom de la PCR doit figurer dans le formulaire de demande d'autorisation. Elle est également en contact avec les « clients utilisateurs » pour la définition de mesures de protection suite à un transfert de propriété des matériels.

### Relations avec DRIRE/DSNR et préfets

Concernant les installations de radiologie et à l'exception des matériels lourds, le régime est la déclaration en préfecture du département. Ce sont les DSNR (divisons régionales de l'ASN) qui reçoivent, instruisent et délivrent les récépissés par délégation du préfet de département.

Le nom de la PCR est précisé dans la demande et elle appose son visa sur la déclaration. Elle constitue également le dossier technique de sécurité accompagnant la demande.

La PCR est également impliquée avec les DRIRE/DSNR et les préfectures dans le cas des dossiers d'installations classées pour la protection de l'environnement. Dans certains cas et dans le cadre de mesures de simplification administrative, le classement ICPE vaut autorisation de détention et d'utilisation de sources radioactives ou d'appareils électriques émetteurs de rayonnements (seul le dossier des ICPE est constitué, le dossier d'autorisation de sources de RI n'est pas nécessaire). La PCR est personne référente des mesures de protection et de l'étude de sécurité qui accompagne le dossier.

www.lemanip.com

### Relations avec l'inspection du travail et les inspecteurs de radioprotection

La PCR est en contact avec les inspecteurs du travail lors de dépassements de limites (enquêtes et rapports) et lors de demandes d'exposition sous autorisation spéciale (accord). En cas d'inspection, elle met à disposition de l'inspecteur du travail ou des médecins inspecteurs tous les documents de contrôles et dossiers techniques des installations.

Chez les exploitants du nucléaire, ce sont les inspecteurs des INB qui sont en charge des contrôles y compris dans le domaine de la radioprotection. Il en est de même dans les INBS où ce sont des inspecteurs nommés par le DSND qui les effectuent.

Dans le cas du nucléaire de proximité (utilisation industrielle de rayonnements ionisants, utilisation médicale des rayonnements ionisants, utilisation des rayonnements ionisants autre que celle destinée à l'industrie et à la médecine), ce sont des inspecteurs de radioprotection qui sont en charge de la sécurité radiologique pour les travailleurs, le public, l'environnement et les patients. La création de ce corps a été définie par la loi du 9 août 2004, article 82, modifiant le Code de la santé publique. Les modalités de désignation et d'habilitation de ces inspecteurs sont décrites dans le décret 2006-694 du 13 juin 2006.

Leurs zones d'intervention sont soit territoriales soit étendues au territoire national. Ils peuvent accéder à toutes les installations et se faire communiquer tous les documents nécessaires y compris les données médicales individuelles s'ils sont médecins. Il est bien évident que la PCR qui a en charge la tenue des dossiers, la surveillance des mesures de protection, le suivi dosimétrique et le contrôle interne des installations est leur interlocutrice privilégiée.



### *9.5.10. Conclusion sur le rôle de la PCR*

La PCR est une notion spécifiquement française. Elle agit en acteur de la prévention des risques professionnels ; elle est différente de la personne spécialisée en physique médicale (directive 97-43) et de l'expert assurant le contrôle qualité en radiologie. Au niveau national le débat porte sur la reconnaissance de la fonction et son évolution. Au niveau de la Communauté européenne, des consultations partent sur l'harmonisation de la formation et la reconnaissance entre états de l'expert qualifié au sens de la directive 96/29 ont actuellement lieu.

## 9.6. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes (NB : s'agissant principalement de questions rédactionnelles, nous invitons le lecteur à se reporter au paragraphe correspondant du chapitre pour vérifier ses réponses) :

Paragraphe 9.1.

**1. Quel est l'organisme des Nations unies en charge de la compilation des données scientifiques sur les rayonnements ?**

**2. Que veulent dire les initiales CIPR ?**

**3. Quel est le rôle de la CIPR ?**

**4. Quels sont les membres de la CIPR ?**

**5. Énumérer les grands principes de la CIPR ?**

**6. Qu'est ce que le principe de justification ?**

**7. ALARA est en rapport avec :**

- **a) le principe de justification** ;
- **b) le principe de précaution** ;
- **c) le principe d'optimisation** ;
- **d) le principe de limitation** ?

**8. Les recommandations de la CIPR sont-elles d'application obligatoire pour les états ?**

**9. Quel est le texte de la CIPR dont découle la réglementation française actuelle sur la protection des travailleurs ?**

**10. Citer 3 organismes donnant des avis sur la radioprotection.**

**11. Quel est l'intérêt des organismes de normalisation ?**

**12. Comment intervient la Communauté européenne au niveau des textes de radioprotection ?**

**13. Quelle est la différence entre règlement européen et directive européenne ?**

**14. Par quelle directive concernant la protection des travailleurs ont été transcrites les recommandations de la CIPR Publication 60 ?**

Paragraphe 9.2.

**15. Quels sont les différents types de textes réglementaires que l'on peut rencontrer dans la réglementation française ?**

**16. Que regroupe le Code de la santé ?**

**17. Quel texte réglementaire a établi la transposition des directives européennes ?**

**18. Quel décret (partie réglementaire du Code de la santé) traite des autorisations de détention de sources de rayonnements ionisants ?**

**19. Quel décret (partie réglementaire du Code de la santé) traite de l'intervention en urgence radiologique ?**

**20. Qu'est ce que le *prorata temporis* ?**

**21. Quel décret (partie réglementaire du Code du travail) traite de la sécurité des travailleurs sous rayonnements ionisants ?**

**22. Quel organisme national délivre les autorisations et est en charge des contrôles ?**

**23. Depuis quand cet organisme est-il indépendant ?**

**24. Sur quel organisme expert s'appuie-t-il ?**

**25. Quel est le domaine d'action du DSND ?**

**26. Quelles sont les principales missions de l'IRSN ?**

**27. Dans quel domaine intervient l'AFSSAPS ?**

**28. Quel est le rôle de l'Andra ?**

Paragraphe 9.3.

**29. Comment sont définies les limites ?**

**30. Pour quelle durée d'exposition sont-elles définies (sauf cas particulier) ?**

**31. Que prend en compte la limite pour l'organisme entier ?**

**32. Quelles sont les différentes limites pour travailleurs de la catégorie A ?**

**33. Quelles sont les limites pour le public ?**

**34. Existe-t-il une limite pour le cristallin pour le public ?**

**35. Une personne mineure peut-elle être affectée à des travaux sous rayonnements ionisants ? Si oui dans quel cas précis ?**

**36. Quelles sont les limites pour la catégorie B ? Quelle différence avec celles pour les apprentis et étudiants ?**

**37. Quelles personnes ne peuvent être affectées à des travaux relevant de la catégorie A ?**

**38. Quelle est la limite pour l'enfant à naître ?**

**39. Une femme allaitant peut-elle travailler en zones contaminées ?**

**40. Qu'est-ce qu'une exposition exceptionnelle sous autorisation spéciale ?**

**41. Qui délivre cette autorisation ? Quelles autres personnes doivent être consultées ? Quel est le niveau des expositions à ne pas dépasser dans ce cas ?**

**42. Qui fixe les limites ultérieures d'exposition de l'intervenant après une intervention sous autorisation spéciale ?**

**43. Quelle sont les personnes pouvant participer à une exposition d'urgence ?**

**44. Quelles sont les limites du groupe 1 dans le cadre de l'intervention en urgence radiologique ?**

**45. Qu'est ce qu'une personne catégorie A ?**

**46. Qui délivre la carte de suivi médical ? Quel organisme détient le fichier des cartes de suivi médical ?**

**47. Quelle est la périodicité des formations aux risques du poste de travail ?**

**48. Quelle formation particulière doivent suivre les manipulateurs en radiographie industrielle ?**

**49. Qu'est ce que la notice d'information aux risques que doit recevoir tout travailleur ?**

**50. Qu'est ce que la surveillance médicale renforcée ?**

**51. Quelle est la périodicité des visites médicales d'aptitude ?**

**52. Que comporte le dossier médical individuel dans le cas de la surveillance renforcée ? Qui le détient ? Quelle est sa durée de validité ?**

**53. Que doit comporter la fiche d'exposition ?**

**54. Quelle est la surveillance de l'exposition en zone surveillée ?**

**55. En zone contrôlée qui doit porter un dosimètre opérationnel :**

a) tous les personnels catégories A ou B ;

b) surtout les catégories B ;

c) les catégories A ou B sauf s'ils sont intérimaires ;

d) les personnels faisant des opérations particulières ?

**56. Comment la PCR doit-elle déterminer les caractéristiques du dosimètre opérationnel ?**

**57. Quelle dose est prise en compte en cas de détérioration du dosimètre passif ?**

**58. Qu'est ce que le système SISERI ?**

**59. Une personne peut-elle porter plusieurs dosimètres ?**

**60. De quelle surveillance une personne travaillant avec des radionucléides de forte énergie doit-elle bénéficier ?**

**61. Qu'appelle-t-on zone contrôlée ? Comment est-elle balisée ? Quelles sont ses caractéristiques ?**

**62. Quel débit d'exposition mensuel ne peut être dépassé à l'extérieur d'une zone surveillée ?**

**63. Citer les différentes zones spécialement réglementées**

**64. Qui doit-être exclue de la zone orange ?**

**65. Quelles sont les caractéristiques de la zone interdite ?**

**66. Qu'appelle-t-on zone intermittente ?**

**67. Quelles sont les dispositions de surveillance à prendre en cas de contamination radioactive ?**

**68. Existe-t-il un document décrivant les méthodes des contrôles internes mis en place dans un établissement ?**

**69. Quel est l'arrêté qui fixe les modalités des contrôles ?**

**70. De quels types de contrôles s'agit-il ?**

**71. Dans le cas d'exposition naturelle, le contrôle est-il obligatoire ?**

**72. Dans le cas des matériels médicaux, quels types de matériels doivent être autorisés ?**

**73. Quel type de document doit établir un dentiste faisant l'acquisition d'un nouvel appareil ?**

**74. Quelle est la durée de validité des autorisations et des déclarations de matériels ?**

**75. Un radiologue rachète un scanner à un collègue :**

a) Doit-il faire une déclaration ?

**b) Doit-il demander une autorisation ?**

**c) Doit-il ajouter le scanner sur la liste des matériels pour lesquels il est déjà autorisé ?**

**d) Il n'a rien à faire car le scanner possédait déjà une autorisation.**

**76. Que doit contenir le dossier d'autorisation dans le cas de sources radioactives à poste fixe ? Pouvant être transportée ?**

**77. Qu'est-ce qu'une ICPE ?**

**78. Est-il nécessaire de faire un dossier d'autorisation auprès de l'ASN dans le cas où l'installation possède une autorisation ICPE ?**

**79. Comment sont éliminées les sources scellées ?**

Paragraphe 9.4.

**80. Quels sont les acteurs de la radioprotection dans l'établissement ?**

**81. Quel est le responsable de la sécurité dans l'établissement ?**

**82. Qui doit désigner la PCR ? Cette désignation doit-elle être formalisée ?**

**83. Qui donne son avis sur la nomination de la PCR ?**

**84. Qui conseille le chef d'établissement sur la classification des personnels ? Sur les équipements de protection ?**

**85. Qu'est ce que le suivi post-professionnel ?**

**86. Qui communique les résultats de la dosimétrie interne aux intéressés ? Pourquoi ?**

**87. Le médecin du travail peut-il consulter SISERI ?**

**88. Qu'appelle t-on tableau des maladies professionnelles ?**

**89. Qu'est ce que le délai de prise en charge ?**

**90. Le CHSCT doit-il être informé de la dosimétrie du personnel ?**

**91. Le CHSCT peut-il demander communication des documents concernant les contrôles techniques ? Les zones réglementées ?**

**92. Qui peut avoir accès à ces informations s'il n'existe pas de CHSCT ?**

Paragraphe 9.5.

**93. La PCR doit-elle avoir suivi une formation ? Qui est en charge de cette formation ?**

**94. Une PCR travaillant en INB peut-elle devenir PCR d'un service de radiologie ?**

**95. Quelle est la périodicité du renouvellement de la formation ?**

**96. Dans quels cas la PCR doit-elle être salariée de l'établissement où elle conduit son activité ?**

**97. La PCR a-t-elle la responsabilité de la sécurité dans son établissement ?**

**98. Pour un service de radiologie où il n'existe que des appareils soumis à déclaration, la PCR doit-elle appartenir à l'établissement ?**

**99. En cas de sous-traitance, quel est le rôle de la PCR de l'entreprise utilisatrice ?**

**100. Quelles sont les principales tâches de la PCR ?**

**101. Qu'est ce que l'étude de poste ?**

**102. Quels sont les renseignements concernant la dosimétrie des personnels auxquels la PCR a accès ? Avec quelle périodicité ?**

**103. La PCR doit-elle être habilitée pour avoir accès à SISERI ?**

**104. Comment la PCR peut-elle avertir le médecin du travail d'un risque de dépassement de limites d'exposition ?**

**105. Quel est le rôle de la PCR en cas de dépassement d'une des limites d'exposition ?**

**106. Avec quels autres acteurs de la protection dans l'établissement est-elle en relation ?**

**107. À quels types de contrôles procède-t-elle ? Avec quelle périodicité ?**

**108. Quelles sont les personnes extérieures à l'établissement qui ont accès aux documents tenues par la PCR ?**

**109. Quelles sont les relations de la PCR avec les DSNR ?**

This page intentionally left blank

# 10 Transport de matières radioactives

Odile Kimmel



## Introduction

En France, le transport par route des matières dangereuses est réglementé par deux textes :

– l'Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route, dit « accord ADR » publié par les Nations unies ;

– l'arrêté français dit « arrêté ADR » publié au Journal officiel.

L'« Accord ADR » est rédigé à partir des recommandations émises par l'Agence internationale de l'énergie atomique (IAEA) qui sert de forum intergouvernemental mondial pour la coopération technique dans l'utilisation pacifique de technologies nucléaires. Elle est établie comme une organisation autonome placée sous l'égide des Nations unies (l'ONU) depuis 1957 et son siège est situé à Vienne en Autriche. Cet organisme a émis ses premières recommandations dans le domaine du transport en 1961 en collaboration avec les experts des organisations internationales et les a publiées dans un document intitulé « règlement pour le transport des matières radioactives ». Ces recommandations sont révisées régulièrement.

L'« Accord ADR » est applicable dans la majeure partie de l'Europe géographique (40 pays) et en particulier dans tous les pays de l'Union européenne. En France, il est rendu applicable par l'« arrêté ADR » qui de plus, le complète par des dispositions nationales. Cette réglementation permet ainsi la circulation sur notre territoire de 300 000 colis de matières radioactives annuellement, représentant moins de 5 % du trafic des matières dangereuses. Les deux tiers de ces colis sont destinés à un usage médical, pharmaceutique ou industriel, le dernier tiers relevant du domaine du cycle électronucléaire.

Le langage courant utilise le terme « ADR » en lieu et place du terme « Accord ADR ».

De nombreuses procédures administratives réglementent le transport (agrément des colis, étiquetage, stationnement...). L'objectif de ce chapitre n'étant pas de décrire l'ensemble des dispositions, nous nous limiterons aux procédures qui impliquent la responsabilité de l'expéditeur ou éventuellement du destinataire, rôles souvent endossés par des personnes compétentes.

**Pour en savoir plus**

La réglementation étant sans cesse en évolution et afin d'être informé des dernières modifications, il est conseillé de consulter régulièrement le site du ministère des transports : www.transports.equipement.gouv.fr. Ainsi vous disposerez des derniers arrêtés modifiant l'arrêté français dit « arrêté ADR » et depuis peu, de l'arrêté ADR consolidé.

Quant à l'accord ADR, il est consultable sur le site : www.unece.org



# 10.1. Rôle de l'expéditeur

La liste des dispositions que doit prendre l'expéditeur (responsabilité qui peut incomber à la personne compétente) avant de confier un colis de matières radioactives au transporteur est la suivante :

1- Définir les paramètres de la matière : radionucléide, activité, forme.

2- Rechercher la valeur de référence $A_1$ ou $A_2$ dans l'« accord ADR » afin de déterminer l'emballage.

3- Vérifier l'adéquation emballage et matière radioactive.

4- Établir la désignation officielle de la matière.

5- Mesurer la contamination externe du colis.

6- Mesurer l'intensité du rayonnement des colis pour s'assurer que les limites sont respectées et apposer les étiquettes sur les colis.

7- Vérifier la mise en place de la signalisation sur le véhicule.

8- Fournir les consignes écrites de sécurité au transporteur.

9- Établir et signer le document de transport suivant le modèle défini par le règlement ADR.

10- Vérifier la conformité aux règles du transport.

Afin qu'un concept donné soit décrit sous le même vocable tout au long de cet ouvrage, **nous utiliserons dans ce chapitre le terme « débit de dose équivalente » quand pour le même concept l'ADR utilise « intensité du rayonnement »** (voir le chapitre 4 « Effets biologiques des rayonnements » pour la définition de la dose équivalente).

# 10.2. Domaine d'application

Tous les transports ne sont pas soumis à la réglementation. Celle-ci ne s'applique qu'aux matières contenant des radionucléides pour lesquelles l'activité massique et l'activité totale dans l'envoi dépassent toutes deux les valeurs indiquées dans le tableau I en annexe.

Par exemple, l'ADR ne s'applique pas au transport de :

– tritium : si l'activité de la source est inférieure à 1GBq ou que l'activité spécifique est inférieure à 1MBq/g, ou à celui de

– plutonium-239 : si l'activité de la source est inférieure à 10 kBq ou que l'activité spécifique est inférieure à 1Bq/g.

# 10.3. Classification des matières radioactives

Le caractère dangereux d'une matière radioactive dépend :

– de sa toxicité ;

– de son activité ;

– de sa propension à se disperser.

La réglementation des transports a défini, pour chaque radionucléide, deux limites d'activité appelées $A_1$ et $A_2$. Celles-ci prennent en compte le caractère dangereux du radionucléide et sont déterminées selon le principe de prudence voulant qu'en cas de destruction de l'emballage, les conséquences radiologiques seraient acceptables pour un individu exposé pendant 30 minutes à 1 mètre du colis.

$A_1$ : Niveau d'activité d'un radionucléide sous forme non aisément dispersable appelée aussi *forme spéciale*. Une matière sous forme spéciale doit être agréée par l'autorité compétente.

$A_2$ : Niveau d'activité d'un radionucléide sous forme dispersable appelée aussi *forme non spéciale*.

Les valeurs de $A_1$ et $A_2$, pour les radionucléides purs sont données en annexe. Elles peuvent être très différentes d'un radionucléide à un autre.

*Exemples de valeurs de* $A_1$ : plutonium-239 : $A_1$ = 10 TBq
carbone-14 : $A_1$ = 40 TBq

En ce qui concerne $A_2$, les valeurs d'activité sont généralement plus faibles car se rajoutent d'autres caractéristiques telles que le devenir du radionucléide dans l'organisme par exemple.

*Exemples valeurs de* $A_2$ : plutonium-239 : $A_2 = 10^{-3}$ TBq
carbone-14 : $A_2$ = 3 TBq

**Pour en savoir plus :**

**Le système Q pour le calcul des valeurs de $A_1$ et de $A_2$**

Ce système regroupe les différents modèles dosimétriques utilisés pour définir les valeurs de $A_1$ et de $A_2$. Il prend en compte un certain nombre de voies d'exposition, chacune d'elles pouvant entraîner l'exposition externe ou la contamination interne de personnes placées au voisinage d'un colis de type A pris dans un grave accident de

transport. Ces voies sont représentées schématiquement à la figure 10.1 et donnent lieu à cinq valeurs limites du contenu :

- $Q_A$ étant la dose externe due aux photons ;
- $Q_B$ la dose bêta externe ;
- $Q_C$ la dose par inhalation ;
- $Q_D$ les doses à la peau et ingérées par transfert de contamination à partir de débris manipulés ;
- $Q_E$ la dose par immersion.

De plus, il est tenu compte de l'état physique de la matière, paramètre qui peut être plus restrictif que les considérations biologiques.

La valeur $A_1$ pour les matières sous forme spéciale est la plus petite des deux valeurs $Q_A$ et $Q_B$. La valeur de $A_2$ pour les matières sous une autre forme est la plus petite de la valeur $A_1$ et des autres valeurs $Q$.

Pour chaque voie d'exposition présentée ci-dessus, les hypothèses suivantes ont été retenues :

- la dose équivalente annuelle reçue pour l'organisme entier par une personne exposée au voisinage d'un colis ne doit pas dépasser 50 mSv ;
- la dose équivalente reçue par les différents organes, y compris la peau, d'une personne prise dans l'accident ne devrait pas dépasser 500 mSv ou dans le cas du cristallin, 150 mSv.

En fonction de la voie d'exposition choisie, il est considéré, soit la perte totale de la fonction de protection du colis, soit qu'une fraction du contenu s'échappe du colis.

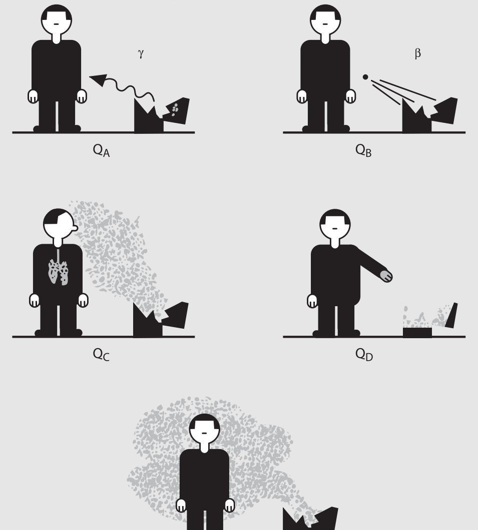



**Figure 10.1. Représentation schématique des voies d'exposition employées dans le système Q (dessin Marion Solvit).**

# 10.4. Colis

Évitons la confusion entre emballage et colis. Un emballage est un assemblage des composants nécessaires pour enfermer complètement le contenu radioactif. Par colis, on entend l'emballage et son contenu radioactif tel qu'il est présenté pour le transport.

L'agrément est délivré à un type de colis mais pas à un emballage.

La probabilité pour qu'un colis de matières radioactives soit impliqué dans un accident n'étant pas nulle, la sûreté du transport repose essentiellement sur la résistance des colis. Le règlement prévoit cinq types principaux de colis adaptés à l'activité, à la nature et la forme physique de leur contenu radioactif.

Les prescriptions auxquelles doivent satisfaire les colis sont plus ou moins rigoureuses en fonction de l'importance du risque que présente, d'une part, le contenu radioactif et, d'autre part, les conditions de transport qui sont classées comme suit :

– **conditions de transport de routine** : conditions de transport habituelles, sans incident ; le colis peut être soumis à des sollicitations mécaniques lors des manutentions ou des vibrations au cours des transports ;

– **conditions normales de transport** : conditions de transport de routine prenant en compte les incidents mineurs qui surviennent parfois lors de manutentions brutales, chute depuis le véhicule ou depuis le moyen de levage, percussion, aspertion d'eau ;

– **conditions accidentelles de transport** : conditions de transport tenant compte d'accidents majeurs comme les collisions, incendies, immersions.

## *10.4.1. Colis exceptés*

Les colis « exceptés » contiennent des quantités très faibles de matières radioactives. Par exemple, dans le cas de matières radioactives solides, l'activité doit être inférieure à 1/1 000 $A_1$ ou 1/1 000 $A_2$ s'il s'agit d'une forme spéciale.

Ce sont des colis peu résistants qui ne sont pas soumis aux conditions d'épreuves imposées aux autres modèles de colis. De plus, ils bénéficient d'exemptions liées aux faibles quantités transportées (pas d'étiquetage extérieur, pas de signalisation du véhicule...) mais ils doivent assurer un bon confinement. L'activité étant suffisamment faible, un colis sévèrement endommagé n'occasionnerait pas de conséquences graves pour l'environnement.

Les colis « exceptés » concernent la plupart des radio-isotopes utilisés pour la recherche et le diagnostic médical.

## *10.4.2. Colis industriels*

**Tous les acronymes utilisés ci-après proviennent de la version anglaise de l'ADR tels que *Low Specific Activity* (LSA) et *Superficial Contaminated Object* (SCO).**

Les colis industriels contiennent des matières radioactives de deux types :

– des matières de **faible** activité spécifique appelées **LSA**. Par activité spécifique d'une matière, on entend l'activité par unité de masse ou de volume de la matière dans laquelle les radionucléides sont pour l'essentiel répartis uniformément ;

*Exemples de matières transportées type **LSA*** : minerais d'uranium, eau tritiée, déchets, béton, bitume

– des objets contaminés superficiellement appelés **SCO**. Objets solides qui ne sont pas eux-mêmes radioactifs mais sur les surfaces desquels est répartie une matière radioactive.

*Exemples de matières transportées type **SCO*** : télémanipulateurs contaminés, boîtes à gants, tuyauterie contaminée.

Les colis industriels sont classés en fonction des risques que présente leur contenu. Il existe trois types de colis industriels :

- les colis industriels du type 1 (IP-1) qui doivent satisfaire aux mêmes prescriptions que celles que l'on impose aux colis, plus une condition : la plus petite dimension extérieure du colis ne doit pas être inférieure à 10 cm ;
- les colis industriels du type 2 (IP-2) qui doivent en outre satisfaire aux épreuves de chute libre et de compression ;
- les colis industriels du type 3 (IP-3) qui doivent de plus satisfaire à des épreuves d'aspersion d'eau et de pénétration.

### 10.4.3. Colis de type A

Les colis de type A contiennent des quantités relativement faibles de matières radioactives. Le contenu du colis de type A est limité à la valeur de $A_1$ ou de $A_2$ suivant la forme de la matière.

Ce sont des colis conçus pour résister à des accidents mineurs de manutention. Ils doivent satisfaire à toutes les conditions imposées par un colis industriel du type 3 selon des critères plus sévères pour la chute libre et la pénétration, s'ils doivent contenir des liquides ou des gaz.

Les colis de type A concernent le transport de « petites sources » à usage radiopharmaceutique et médical. Ce sont des colis de faibles dimensions et de masse inférieure à 100 kg.

### 10.4.4. Colis de type B

Les colis de type B servent à transporter les matières radioactives dont l'activité est importante et supérieure à la valeur de $A_1$ ou de $A_2$.

En raison de l'importance de l'activité contenue dans ces colis, ceux-ci doivent conserver l'intégrité de leurs fonctions « confinement et blindage » en conditions accidentelles en cours de transport. Le règlement précise toutes les épreuves que doit subir le prototype avant que le modèle ne soit agréé comme colis de type B (épreuves de chute libre, thermique et d'immersion...).

L'autorité compétente du pays délivre un agrément de type B(U) si le prototype satisfait à tous les tests énumérés dans le règlement de l'AIEA et de type B(M) dans le cas contraire.

Les colis de type B concernent le transport de matières extrêmement variées : sources pour le domaine médical (thérapeutique) et l'industrie (gammagraphe), matières du cycle du combustible. Les dimensions et les masses sont très variables. Certains gammagraphes portatifs pèsent 15 kg alors que les châteaux de transport d'éléments combustibles irradiés peuvent peser plus de 100 tonnes.



### 10.4.5. Colis de type C

Les colis de type C peuvent être transportés par air avec des matières radioactives en quantités supérieures à 3 000 $A_1$ ou à 3 000 $A_2$. En revanche, le transport routier de telles quantités de matières radioactives n'exige pas de colis de type C, des colis du type B(U) ou du type B(M) étant suffisants.

Ces colis doivent être soumis à des épreuves plus sévères que les types B (impact, perforation, déchirure, thermique) et doivent posséder un agrément délivré par l'autorité compétente du pays.

*Remarque* : les colis de type A, IP3, B et C doivent être munis d'un sceau de sécurité (ex : plomb) afin de déceler toute ouverture illicite. Ce sceau de sécurité est mis en place par l'expéditeur.

**Pour en savoir plus**

Les prescriptions relatives à la construction des colis figurent dans l'ADR au chapitre 6.4. Vous pouvez les consulter en intégralité sur le site de l'AIEA à l'adresse suivante : www.iaea.org.

## 10.5. Codification des matières radioactives

Toutes les marchandises, matières et objets répertoriés dans l'ADR sont répartis en 13 classes de danger (1 à 9) selon la nature du risque conformément au tableau 10.1 ci-après. Les matières radioactives relèvent de la **classe 7**.

Chaque matière dangereuse a une codification qui commence par le numéro ONU suivi de la désignation officielle de la matière ou de l'objet. Le tableau 10.2 regroupe l'ensemble des codifications des matières radioactives.

**L'expéditeur détermine la codification** et doit la faire figurer sur le document de transport en lettres majuscules.

*Exemple* : Pour le transport d'une source de forme spéciale de 0,3 GBq de cobalt-60 ($A_1$ = 0,4 TBq), l'activité de la source étant inférieure à $A_1$/1 000, le colis adapté sera de type excepté.

La codification sera la suivante :

2910, MATIÈRES RADIOACTIVES, QUANTITÉ LIMITÉE EN COLIS EXCEPTÉ

**Tableau 10.1. Liste des classes de danger.**

| | |
|---|---|
| CLASSE 1 | Matières et objets explosibles |
| CLASSE 2 | Gaz |
| CLASSE 3 | Liquides inflammables |
| CLASSE 4.1 | Matières solides inflammables, matières autoréactives et matières explosibles désensibilisées solides |
| CLASSE 4.2 | Matières sujettes à inflammation spontanée |
| CLASSE 4.3 | Matières qui, au contact de l'eau, dégagent des gaz inflammables |
| CLASSE 5.1 | Matières comburantes |
| CLASSE 5.2 | Peroxydes organiques |
| CLASSE 6.1 | Matières toxiques |
| CLASSE 6.2 | Matières infectieuses |
| CLASSE 7 | Matières radioactives |
| CLASSE 8 | Matières corrosives |
| CLASSE 9 | Matières et objets dangereux divers |

**Tableau 10.2. Liste des numéros d'identification ONU concernant les matières radioactives.**

| Numéro | Désignation |
|---|---|
| 2908 | Matières radioactives, emballages vides comme colis exceptés |
| 2909 | Matières radioactives, objets manufacturés en thorium naturel, ou en uranium appauvri, ou en uranium naturel comme colis exceptés |
| 2910 | Matières radioactives, quantités limitées en colis exceptés |
| 2911 | Matières radioactives, appareils ou objets en colis exceptés |
| 2912 | Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA I) |
| 2913 | Matières radioactives, objets contaminés superficiellement (SCO I ou SCO II) |
| 2915 | Matières radioactives en colis de type A |
| 2916 | Matières radioactives en colis de type B(U) |
| 2917 | Matières radioactives en colis de type B(M) |
| 2919 | Matières radioactives transportées sous arrangement spécial |
| 2977 | Matières radioactives, hexafluorure d'uranium, fissiles |
| 2978 | Matières radioactives, hexafluorure d'uranium |
| 3321 | Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA II) |
| 3322 | Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA III) |
| 3323 | Matières radioactives en colis de type C |
| 3324 | Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA II), fissiles |
| 3325 | Matières radioactives de faible activité spécifique (LSA III), fissiles |
| 3326 | Matières radioactives, objets contaminés superficiellement (SCO I ou SCO II), fissiles |

| | |
|---|---|
| 3327 | Matières radioactives en colis de type A, fissiles |
| 3328 | Matières radioactives en colis de type B(U), fissiles |
| 3329 | Matières radioactives en colis de type B(M), fissiles |
| 3330 | Matières radioactives en colis de type C, fissiles |
| 3331 | Matières radioactives transportées sous arrangement spécial, fissiles |
| 3332 | Matières radioactives en colis de type A, sous forme spéciale |
| 3333 | Matières radioactives en colis de type A, sous forme spéciale, fissiles |

# 10.6. Contamination des colis et véhicules

La contamination non fixée sur toutes les surfaces extérieures et, en outre, sur les surfaces internes des véhicules et suremballages utilisés pour le transport des colis doit être maintenue à un niveau aussi bas que possible et ne doit pas dépasser les limites indiquées dans le tableau 10.3.

**Tableau 10.3. Contamination des surfaces accessibles des colis et véhicules.**

| Contaminant | Transport tout type de COLIS |
|---|---|
| Émetteurs bêta/gamma ou alpha de faible toxicité | 4 Bq/cm$^2$ |
| Tous les autres émetteurs alpha | 0,4 Bq/cm$^2$ |

Pour toute contamination fixée, le débit de dose équivalente ne doit pas excéder 5 µSv/h.

Tout véhicule et équipement utilisés habituellement pour l'acheminement de matières radioactives doivent être vérifiés périodiquement pour déterminer le niveau de contamination. La fréquence de ces vérifications est fonction de la probabilité d'une contamination et du volume de matières radioactives transportées.

Tout véhicule, équipement ou colis qui a été contaminé au-delà des limites spécifiées dans le tableau 10.3 ci-dessus doit être décontaminé dès que possible par une personne qualifiée. Si l'on constate qu'un colis est endommagé ou fuit, ou si l'on soupçonne que le colis puisse être endommagé ou avoir fui, l'accès au colis doit être limité et une personne qualifiée (qui peut être la **personne compétente**) doit, dès que possible, évaluer l'ampleur de la contamination et l'exposition aux rayonnements qui en résulte.

Un emballage vide qui a contenu des matières radioactives peut être transporté comme colis excepté à condition que la contamination interne ne dépasse pas :

– 400 Bq/cm$^2$ pour les émetteurs bêta/gamma/alpha de faible toxicité, ou

– 40 Bq/cm$^2$ pour les autres émetteurs alpha.

# 10.7. Étiquetage des colis

## 10.7.1. Notions diverses

Pour comprendre les règles d'étiquetage, il nous faut définir la notion d'utilisation exclusive et d'indice de transport.

#### 10.7.1.1. Utilisation exclusive

On entend par **utilisation exclusive, l'utilisation, par un seul expéditeur, d'un véhicule** pour laquelle toutes les opérations de chargement, de déchargement ou intermédiaires se font conformément aux instructions de l'expéditeur ou du destinataire.

#### 10.7.1.2. Indice de transport (TI)

Le TI (*Transport Index*) pour un colis, un suremballage, un conteneur, des matières LSA-I ou des SCO-I non emballées est obtenu de la façon suivante : le débit de dose équivalente maximal exprimé en millisieverts par heure (mSv/h) est mesuré à une distance de 1 m des surfaces externes du colis, du suremballage, du conteneur, des matières LSA-I et/ou des SCO-I non emballées. La valeur obtenue doit être multipliée par 100 pour obtenir l'indice de transport.

### 10.7.2. Règles d'étiquetage et de marquage

#### 10.7.2.1. Colis de type industriel, A, B ou C

Tous les colis de type industriel, de type A, de type B ou de type C doivent porter sans exception une étiquette de danger modèle 7A, 7B ou 7C. Si la matière est fissile, l'étiquette 7E doit en plus figurer sur le colis. Les étiquettes sont apposées en fonction de la valeur du débit de dose équivalente maximal délivré au contact du colis et en fonction de l'indice de transport, comme indiqué par le tableau B figurant dans la planche couleur.

En plus des étiquettes de danger, le numéro ONU de la matière précédé des lettres UN ainsi que la désignation officielle de la matière et l'identité de l'expéditeur et/ou du destinataire doivent être indiqués. La figure B de la planche couleur en est un exemple.

Lorsque le débit de dose équivalente au contact du colis est supérieur à 2 mSv/h ou lorsque l'indice de transport est supérieur à 10, l'expéditeur doit obligatoirement effectuer le transport sous **utilisation exclusive** sans jamais dépasser la valeur limite de **10 mSv/h** au contact du colis. En outre, l'expéditeur doit remplir les 3 conditions suivantes :

– pendant le transport, une enceinte doit empêcher l'accès de personnes non autorisées ;

– les colis doivent être solidement arrimés ;

– il ne doit pas y avoir d'opération de chargement ou de déchargement entre le début et la fin de l'expédition.

#### 10.7.2.2. Colis exceptés

Le débit de dose équivalente au contact des colis « exceptés » ne doit jamais dépasser **5 µSv/h** et l'indice de transport doit être nul.

Le numéro ONU précédé des lettes UN doit figurer à l'extérieur des colis ainsi que l'identité de l'expéditeur et/ou le destinataire comme le montre la figure 10.2. Les colis classés UN 2910 doivent porter la mention **« radioactive »** sur une surface intérieure afin d'être averti de la présence de matière radioactive à l'ouverture du colis.

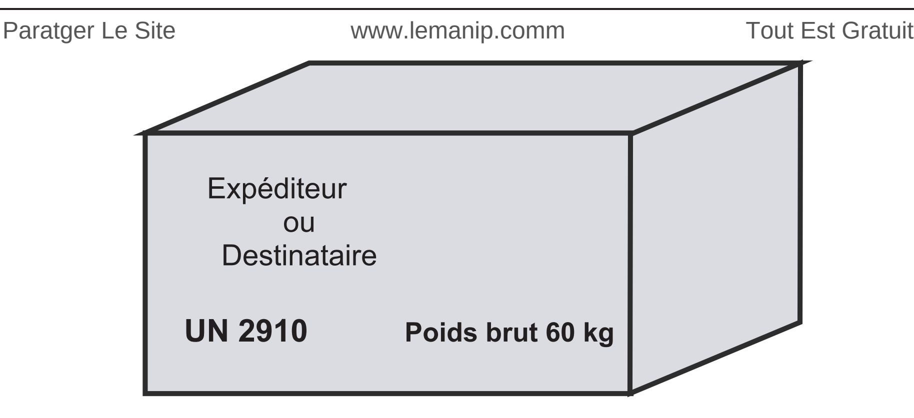



**Figure 10.2. Colis excepté.**

### 10.7.3. Mise en place des étiquettes

Il incombe à l'expéditeur d'apposer les étiquettes de danger sur deux côtés opposés du colis. Chaque étiquette doit porter de manière claire et indélébile les renseignements sur le nom du radionucléide et l'activité maximale des contenus radioactifs pendant le transport. L'indice de transport doit figurer sur les étiquettes jaunes 7B et 7C.

## 10.8. Dispositions concernant le véhicule

### 10.8.1. Placardage – Étiquette 7D

Les véhicules routiers transportant uniquement des colis exceptés sont dispensés de tout placardage. En revanche, les autres véhicules doivent porter sur les parois latérales et sur la paroi arrière, une plaque-étiquette de modèle 7D. Elle signale aux usagers de la route que le véhicule transporte des matières radioactives. Comme le montre la figure C de la planche couleur, cette plaque-étiquette, d'une dimension de 25 x 25 cm représente un trèfle noir sur fond jaune.

Ces plaques-étiquettes doivent être apposées pointe en bas. La signalisation du véhicule relève de la **responsabilité du chauffeur**, sauf si le transport est effectué sous utilisation exclusive.

### 10.8.2. Signalisation – Panneau orange

Tous les véhicules, en dehors du transport de colis exceptés, doivent porter à l'avant et à l'arrière un panneau orange. Ce panneau signale que le véhicule transporte des matières dangereuses. Le conducteur doit alors obéir aux règles de circulation routière exigées dans ce cas précis (le stationnement, l'interdiction de circuler avec des marchandises dangereuses...).

Ces panneaux doivent être apposés par le chauffeur. Dans le cas d'un transport effectué sous utilisation exclusive, il incombe à l'expéditeur d'apposer les panneaux orange sur lesquels figurent, en partie supérieure, le code danger et en partie inférieure, le code ONU si le chargement est constitué de colis ayant la même codification.

Dans le cas de transports d'appareils de radiographie gamma portatifs et mobiles, il convient de vérifier les dispositions particulières mentionnées dans l'« arrêté ADR », article 28.

### *10.8.3. Chargement en commun*

Les interdictions de chargement en commun de matières appartenant à des classes de danger différentes sont fondées sur les étiquettes de danger apposées sur les colis.

Les colis portant une étiquette 7A, 7B, 7C ne doivent pas être chargés dans le même véhicule avec des colis porteurs d'étiquettes 1, 1.4, 1.5, 1.6 (matières explosives) aisément reconnaissables grâce à leur couleur orange.

### *10.8.4. Limitation de chargement*

En ce qui concerne les colis à étiquettes 7B, 7C, leur nombre sera limité de telle manière que la somme totale des indices de transport ne dépasse pas **50**. Au delà de cette valeur, le transport doit être réalisé sous utilisation exclusive.

### *10.8.5. Niveau maximum de rayonnement pour les véhicules*

Quels que soient les colis transportés, les valeurs des débits de dose équivalente ne doivent pas dépasser :

– au contact des parois du véhicule : **2 mSv/h** ;

– à 2 mètres de la surface des véhicules : **0,1 mSv/h**.

## 10.9. Programme de protection radiologique

Le transport de matières radioactives doit être régi par un programme de protection radiologique, qui est un ensemble de dispositions systématiques dont le but est de faire en sorte que les mesures de protection radiologique soient dûment prises en considération.

La nature et l'ampleur des mesures à mettre en œuvre dans ce programme doivent être en rapport avec les expositions que peut subir le personnel.

Dans le cas des expositions professionnelles résultant des activités de transport, lorsqu'on estime que la dose efficace :

– ne dépassera pas, selon toute probabilité, 1mSv par an, il n'est pas nécessaire de procéder à une surveillance du personnel ;

– se situera probablement entre 1 et 6 mSv en un an, un programme d'évaluation des doses sera mis en place par le biais d'une surveillance des lieux de travail ou d'une surveillance individuelle ;

– dépassera probablement 6 mSv en un an, la surveillance individuelle du personnel sera obligatoire.

Ceci est la définition donné dans l'ADR. En France, le décret n° 2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants s'applique.

## 10.10. Dispositions concernant la sûreté

L'ADR prévoit des mesures ou des précautions à prendre pour minimiser le vol ou l'utilisation impropre de marchandises dangereuses pouvant mettre en danger des personnes, des biens ou l'environnement. Pour tous les transports (sauf pour les colis exceptés), des dispositions d'ordre général doivent être prises au moment de l'organisation et de la réalisation comme : l'identification des transporteurs, la surveillance des véhicules, la formation des intervenants.

Pour les envois de plus de 3 000 $A1$ ou $A2$, les marchandises transportées sont dites à haut risques. En fait, si elles sont détournées de leur utilisation initiale à des fins terroristes, elles peuvent causer des effets graves tels que pertes nombreuses en vies humaines ou destructions massives. Dans ce cas, les expéditeurs, les transporteurs et les destinataires doivent adopter et appliquer un plan de sûreté qui permet de prendre des dispositions concernant la formation, la politique de sûreté, les pratiques d'exploitation et les équipements et ressources à utiliser.

## 10.11. Procédures administratives

### *10.11.1. Document de transport*

Tout transport de matières radioactives nécessite l'établissement d'un document de transport appelé aussi déclaration d'expédition de matières radioactives. Ce document doit être établi par l'expéditeur et transmis au conducteur qui doit l'avoir à bord du véhicule pendant le transport.

Aucun modèle de document n'est imposé par l'ADR, seules sont précisées les mentions obligatoires qui doivent figurer sur celui-ci. Pour plus de précision, la documentation figure au chapitre 5.4 de l'ADR. La figure 10.3 est un exemple de document de bord.

### *10.11.2. Consignes écrites*

En prévision de tout accident ou incident pouvant survenir au cours du transport, il doit être remis au conducteur des consignes écrites indiquant :

– la nature des dangers présentés par la matière radioactive ;

– les personnes à prévenir en cas d'incident ou d'accident ;

– les gestes à effectuer en cas d'accident et d'incident.

Ce document doit être rédigé par le fabricant ou l'expéditeur dans la langue du pays d'origine et dans la langue des pays traversés et doit comporter les rubriques suivantes :

– chargement ;

**DECLARATION D'EXPEDITION DE MATIERES RADIOACTIVES**

cea

N° de dossier : - 16

N° O.S. :

**UN 2915, MATIERE RADIOACTIVE EN COLIS DE TYPE A, 7.**

ADR - Arrêté du 1er juin 2001 modifié

| **Expéditeur** | **Destinataire** |
|---|---|
| **Nom :** | **Nom :** |
| **Société :** | **Société :** |
| **Service :** | **Service :** |
| **Adresse :** | **Adresse :** |
| **CP :** | **CP :** |
| **Ville :** | **Ville :** |
| **Tel. :** FRANCE | **Tel. :** France |

| **Départ** | **Arrivée** |
|---|---|
| **Date prévue** | **Date prévue** |
| **Lieu :** | **Lieu :** |

| **Emballage** | **Contenu(s)** |
|---|---|
| **Type :** | **Description :** Sources non scellée |
| **Numéro :** - | **Activité totale :** 1.11E-03 **TBq** |

**Radioélément(s)** 1.50e+01 g | Forme non spéciale

F18(1,1E-03 ) en TBq.
Matière à l'état liquide. A2=6,00E-01 TBq - Activité totale= 1,11E-03 TBq, soit :1,85E-03 A2.

| Description de l'état physique et chimique de la matière : | Envoi sous utilisation exclusi | Catégorie du (ou des) colis : |
|---|---|---|
| | OUI / NON | I BLAN / II JAUNE / III JAUNE |
| | | Transport index |

Fait à Le 05/03/07 Signature

Nom et qualité du signataire :

ADR - § 5.4.1.2.5.2 : Aucune prescription complémentaire n'est applicable à ce transport Editée le 05/03/07

RAPPEL DES DISPOSITIONS COMMUNES POUR CES COLIS
Intensité maximale du rayonnement au contact du colis : 2 mSv/h(200 mrem/h) et 0,1 mSv/h(10 mrem/h) à 1 m du colis, (sauf utilisation exclusive)
Limites de contamination externe non fixée du colis : Bêta/gamma/alpha faible toxicité : 4 Bq/cm²; tous les autres alpha : 0,4 Bq/cm²,

**Exemplaire -->** Expéditeur : 1 | Conducteur : 2 | Destinataire : 1 — CEA ©TransporaD - Ver. 5.1

**Figure 10.3. Exemple de document de transport.**

– nature du danger ;

– protection individuelle ;

– mesures d'ordre général :

  – arrêter le moteur,
  – pas de flamme nue, ne pas fumer,
  – disposer les signaux et prévenir les usagers,
  – informer le public du risque,
  – prévenir la police et les pompiers ;

– mesures supplémentaires ;

– incendie ;

– premiers secours ;

– informations complémentaires.

### 10.11.3. Certificat de formation

Les conducteurs chargés d'effectuer un transport de matières dangereuses suivent une formation sanctionnée par un examen dont la réussite conditionne l'attribution du certificat de formation pour la classe considérée. Un stage de recyclage est obligatoire tous les 5 ans.

Toutefois en sont dispensés :

– les conducteurs de véhicules routiers transportant des colis exceptés ;

– les conducteurs de véhicules routiers transportant des colis de type A de code ONU 2915 et 3332, pourvu que :

  – le nombre de colis ne dépasse pas 10,
  – la somme des indices de transport dans le véhicule ne soit pas supérieure à 3,
  – les conducteurs aient suivi une formation de sensibilisation sur les dangers de radiation occasionnés par les matières radioactives. **Une telle formation doit être attestée par un certificat délivré par l'employeur**.

Il convient d'ajouter que les personnes ayant suivi avec succès la formation de « Personnes compétentes en radioprotection » sont en mesure de transporter les colis de type A dans les conditions ci-dessus et uniquement dans ce cas.

## 10.12. Conseiller à la sécurité

Chaque entreprise, dont l'activité comporte le transport de marchandises dangereuses par route ou les opérations de chargement ou de déchargement liées à ces transports, désigne un ou plusieurs conseillers à la sécurité, chargés d'aider à la prévention des risques pour les personnes, les biens et l'environnement, inhérents à ces activités.

Ces prescriptions ne s'appliquent pas aux entreprises dont les seules activités figurent parmi les suivantes :

– transport de marchandises dangereuses exclues des prescriptions de la réglementation du transport des marchandises dangereuses applicable au mode terrestre considéré et opérations de chargement ou de déchargement liées à de tels transports ;
– transports, opérations de chargement ou de déchargement de colis excepté ;
– opérations de chargement de matières radioactives de faible activité spécifique en colis de type industriel dont les numéros ONU sont 2912, 3321 ou 3322, dans le cadre des opérations de collecte réalisées par l'Agence nationale des déchets radioactifs (Andra) ;
– opérations de chargement et déchargement dans les établissements de santé de matières radioactives dont les numéros ONU sont 2915, 2916, 2917, 2919, ou 3332 dans le cadre des opérations de transport réalisées ou commissionnées par les fournisseurs qui disposent de leur propre conseiller à la sécurité pour la classe 7 ;
– opérations de déchargement de marchandises dangereuses. Toutefois, les entreprises qui effectuent des opérations de déchargement dans des installations relevant des cas suivants ne peuvent pas bénéficier de cette exemption :
  – installations soumises à autorisation dans le cadre de la législation des installations nucléaires de base,
  – installations soumises à autorisation dans le cadre de la législation des installations classées pour la protection de l'environnement dès lors que les marchandises déchargées sont mentionnées dans la désignation de la rubrique correspondante de la nomenclature des installations classées pour la protection de l'environnement.

**Pour en savoir plus**

Les modifications relatives aux exemptions étant fréquentes, n'hésitez pas à consulter le chapitre 11 bis de l'arrêté ADR.

## 10.13. Responsabilités de l'expéditeur

Les différentes actions à réaliser sont résumées ci-dessous :

– identifier :
  Nature, activité, forme, état
– classer :
  Valeurs $A_1$ ou $A_2$, n° ONU, désignation officielle

– emballer :
Type de colis
– contrôler :
Intensité de rayonnement, contamination
– marquer :
n° ONU, désignation officielle, expéditeur, type
– étiqueter :
7A, 7B, 7C, 7E...
– rédiger :
Document de bord, consignes écrites, messages
– vérifier :
  – véhicule : agrément valide et adapté, moyens d'extinction incendie, signalisation, équipements divers et matériel d'intervention ;
  – colis : calage et arrimage, interdiction de chargement en commun ;
  – documents de bord : déclaration d'expédition, consignes écrites pour le conducteur ;
  – certificat de formation du conducteur, certification ISO 9001 ou 9002 du transporteur.

Le non-respect de la réglementation peut entraîner les sanctions suivantes :

– loi n° 75-1335 du 31 décembre 1975 : jusqu'à un an de prison et une amende allant jusqu'à 30 000 €
  – transport de marchandises non autorisées,
  – utilisation de matériel n'ayant pas satisfait aux visites et épreuves,
  – circuler ou stationner sur voie ou ouvrage interdit en permanence aux marchandises dangereuses,
  – transport de marchandises dangereuses non signalées,
  – véhicules non signalés,
  – non désignation de conseiller à la sécurité ;
– loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 : jusqu'à un an de prison et une amende allant jusqu'à 30 000 €
  – transport de matières radioactives sans les agréments et autorisations requises ou en violation de leurs autres prescriptions ;
– autres textes : circulaire du 20 octobre 1997 portant transposition de la directive 95/50/CE du Conseil du 6 octobre 1995 concernant des procédures uniformes en matière de contrôle des transports de marchandises dangereuses par route
  – amende de 5e catégorie (jusqu'à 1 500 € par infraction).

## 10.14. Faites le point

Vous pouvez maintenant vérifier vos acquis suite à la lecture de ce chapitre en répondant aux questions suivantes :

**1. Le débit de dose équivalente au contact d'un colis est de 0,4 mSv/h et à 1 mètre la valeur est de 0,015 mSv/h. Quel est le modèle d'étiquette à apposer sur celui-ci ?**
**a)** 7A
**b)** 7B
**c)** 7C
**d)** 7E

**2. La matière à transporter est du carbone-14 se présentant sous forme non spéciale et ayant une activité de 1 GBq. Quelle sera la désignation de la matière figurant sur la déclaration d'expédition ?**
**a)** UN 2915, MATIÈRES RADIOACTIVES EN COLIS DE TYPE A, 7
**b)** UN 2916, MATIÈRES RADIOACTIVES EN COLIS DE TYPE B(U), 7
**c)** UN 2910, MATIÈRES RADIOACTIVES, QUANTITÉS LIMITÉES EN COLIS EXCEPTÉS, 7
**d)** UN 3332, MATIÈRES RADIOACTIVES EN COLIS DE TYPE A, SOUS FORME SPÉCIALE, 7

**3. La matière à transporter est de l'iode-131 se présentant sous forme non spéciale, ayant une activité de $10^{12}$ Bq. Quelle sera la désignation de la matière figurant sur la déclaration d'expédition ?**
**a)** UN 2915, MATIÈRES RADIOACTIVES EN COLIS DE TYPE A, 7
**b)** UN 2916, MATIÈRES RADIOACTIVES EN COLIS DE TYPE B(U), 7
**c)** UN 2910, MATIÈRES RADIOACTIVES, QUANTITÉS LIMITÉES EN COLIS EXCEPTÉS, 7
**d)** UN 3332, MATIÈRES RADIOACTIVES EN COLIS DE TYPE A, SOUS FORME SPÉCIALE, 7

**4. Les colis de type A ne doivent pas contenir de matière dont l'activité est supérieure à :**
**a)** $A_1$ pour les matières sous forme spéciale et $A_2$ pour les autres
**b)** 0,001 $A_1$ pour les matières sous forme spéciale et 0,001 $A_2$ pour les autres
**c)** 10 $A_1$ pour les matières sous forme spéciale et 10 $A_2$ pour les autres
**d)** 0,01 $A_1$ pour les matières sous forme spéciale et 0,01 $A_2$ pour les autres

**5. Les étiquettes 7A, 7B et 7C apposées sur les colis transportant des matières radioactives doivent porter des renseignements. Quel est le renseignement qui doit apparaître obligatoirement ?**
**a)** l'intensité des rayonnements au contact du colis
**b)** l'activité de la source radioactive
**c)** la masse du colis
**d)** le numéro de téléphone de l'expéditeur

**6. Pour un colis excepté, quel type d'étiquette doit-on apposer à l'extérieur ?**
**a)** 7A
**b)** 7B
**c)** 7C
**d)** aucune

**7. Dans le cas d'utilisation d'une étiquette de modèle 7B, préciser les limitations du débit de dose équivalente au contact et à 1 mètre de la surface externe du colis :**

**a)** au contact, plus de 0,005 mSv/h mais inférieure ou égale à 0,5 mSv/h et à 1 mètre, inférieure à 0,01 mSv/h

**b)** au contact, plus de 0,5 mSv/h mais inférieure ou égale à 2 mSv/h et à 1 mètre, inférieure à 0,1 mSv/h

**c)** au contact, inférieure ou égale à 0,005 mSv/h et à 1 mètre, inférieure à 0,05 mSv/h

**d)** aucune

**8. Sur la déclaration d'expédition pour le transport de produits radioactifs, la mention « catégorie du colis » indique :**

**a)** le type de colis (excepté, industriel, A, B ou C)
**b)** le modèle d'étiquette (7A, 7B ou 7C)
**c)** l'indice de transport
**d)** la masse du colis

**9. Les consignes écrites pour le transport de matières radioactives sont-elles toujours obligatoires ?**

**a)** oui
**b)** oui sauf colis exceptés
**c)** cela dépend du nombre total de colis transporté
**d)** cela dépend du véhicule utilisé

**10. Quel est le débit de dose équivalente maximal admissible à la surface des véhicules ?**

**a)** 0,02 mSv/h
**b)** 0,1 mSv/h
**c)** 0,5 mSv/h
**d)** 2 mSv/h

**11. Les colis ayant un indice de transport supérieur à 10 :**

**a)** ne peuvent pas être transportés
**b)** ne doivent être transportés que sous utilisation exclusive
**c)** ne doivent être transportés que s'il s'agit d'un colis de type B

**12. Hors utilisation exclusive, le nombre total de colis dans un véhicule doit être limité de telle manière que :**

**a)** le débit de dose équivalente à la surface du véhicule soit inférieure à 5 mSv/h
**b)** la somme totale des colis est inférieure à 50
**c)** la somme des indices de transport ne dépasse pas 50
**d)** il n'existe pas de limitation au niveau du chargement

**13. Sur quel type de colis peut figurer une étiquette modèle 7E ?**

**a)** un colis excepté
**b)** un colis dont l'indice de transport dépasse 10
**c)** un colis contenant des matières fissiles
**d)** un colis vide

***Réponse 1*** : c
***Réponse 2*** : c

***Réponse 3*** : b
***Réponse 4*** : a
***Réponse 5*** : b
***Réponse 6*** : d
***Réponse 7*** : a
***Réponse 8*** : b
***Réponse 9*** : b
***Réponse 10*** : d
***Réponse 11*** : b
***Réponse 12*** : c
***Réponse 13*** : c

## 10.15. Annexe

**Tableau I. Valeurs de *A*1 et *A*2 pour les radionucléides.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Actinium (89) | | | | |
| Ac-225 | 8E-01 | 6E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Ac-227 | 9E-01 | 9E-05 | 1E-01 | 1E+03 |
| Ac-228 | 6E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Argent (47) | | | | |
| Ag-105 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ag-108m | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Ag-110m | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Ag-111 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Aluminium (13) | | | | |
| Al-26 | 1E-01 | 1E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Américium (95) | | | | |
| Am-241 | 1E+01 | 1E-03 | 1E-03 | 1E-04 |
| Am-242m | 1E+01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Am-243 | 5E+00 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+03 |
| Argon (18) | | | | |
| Ar-37 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+06 | 1E+08 |
| Ar-39 | 4E+01 | 2E+01 | 1E+07 | 1E+04 |
| Ar-41 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+09 |
| Arsenic (33) | | | | |
| As-72 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| As-73 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| As-74 | 1E+00 | 9E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| As-76 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| As-77 | 2E+01 | 7E-01 | 1E+03 | 1E+06 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Astate (85) | | | | |
| At-211 | 2E+01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Or (79) | | | | |
| Au-193 | 7E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Au-194 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Au-195 | 1E+01 | 6E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Au-198 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Au-199 | 1E+01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Baryum (56) | | | | |
| Ba-131 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ba-133 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ba-133m | 2E+01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ba-140 | 5E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Béryllium (4) | | | | |
| Be-7 | 2E+01 | 2E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Be-10 | 4E+01 | 6E-01 | 1E+04 | 1E+06 |
| Bismuth (83) | | | | |
| Bi-205 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Bi-206 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Bi-207 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Bi-210 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Bi-210m | 6E-01 | 2E-02 | 1E+01 | 1E+05 |
| Bi-212 | 7E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Berkélium (97) | | | | |
| Bk-247 | 8E+00 | 8E-04 | 1E+00 | 1E+04 |
| Bk-249 | 4E+01 | 3E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Brome (35) | | | | |
| Br-76 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Br-77 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Br-82 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Carbone (6) | | | | |
| C-11 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| C-14 | 4E+01 | 3E+00 | 1E+04 | 1E+07 |
| Calcium (20) | | | | |
| Ca-41 | Illimitée | Illimitée | 1E+05 | 1E+07 |
| Ca-45 | 4E+01 | 1E+00 | 1E+04 | 1E+07 |
| Ca-47 | 3E+00 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+06 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Cadmium (48) | | | | |
| Cd-109 | 3E+01 | 2E+00 | 1E+04 | 1E+06 |
| Cd-113m | 4E+01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Cd-115 | 3E+00 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Cd-115m | 5E-01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Cérium (58) | | | | |
| Ce-139 | 7E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ce-141 | 2E+01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Ce-143 . | 9E+01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ce-144 (a) | 2E-01 | 2E-01 | 1E+02 | E+05 |
| Californium (98) | | | | |
| Cf-248 | 4E+01 | 6E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Cf-249 | 3E+00 | 8E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Cf-250 | 2E+01 | 2E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Cf-251 | 7E+00 | 7E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Cf-252 | 1E-01 | 3E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Cf-253 | 4E+01 | 4E-02 | 1E+02 | 1E+05 |
| Cf-254 | 1E-03 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+03 |
| Chlore (17) | | | | |
| Cl-36 | 1E+01 | 6E-01 | 1E+04 | 1E+06 |
| Cl-38 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Curium (96) | | | | |
| Cm-240 | 4E+01 | 2E-02 | 1E+02 | 1E+05 |
| Cm-241 | 2E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Cm-242 | 4E+01 | 1E-02 | 1E+02 | 1E+05 |
| Cm-243 | 9E+00 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Cm-244 | 2E+01 | 2E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Cm-245 | 9E+00 | 9E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Cm-246 | 9E+00 | 9E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Cm-247 | 3E+00 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Cm-248 | 2E-02 | 3E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Cobalt (27) | | | | |
| Co-55 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Co-56 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Co-57 | 1E+01 | 1E+01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Co-58 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Co-58m | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Co-60 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Chrome (24) | | | | |
| Cr-51 | 3E+01 | 3E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Césium (55) | | | | |
| Cs-129 | 4E+00 | 4E+00 | 1E+02 | 1E+05 |
| Cs-l31 | 3E+01 | 3E+01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Cs-l32 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+05 |
| Cs-134 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+04 |
| Cs-l34m | 4E+01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+05 |
| Cs-135 | 4E+01 | 1E+00 | 1E+04 | 1E+07 |
| Cs-l36 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Cs-137 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+04 |
| Cuivre (29) | | | | |
| Cu -64 | 6E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Cu-67 | 1E+01 | 7E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Dysprosium (66) | | | | |
| Dy-159 | 2E+01 | 2E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Dy-165 | 9E-01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Dy-l66 | 9E-01 | 3E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Erbium (68) | | | | |
| Er-169 | 4E+01 | 1E+00 | 1E+04 | 1E+07 |
| Er-171 | 8E-01 | 5E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Europium (63) | | | | |
| Eu-147 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Eu-148 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Eu-149 | 2E+01 | 2E+01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Eu-150 (à courte période) | 2E+00 | 7E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Eu-150 (à longue période) | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Eu-152 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Eu-152m | 8E-01 | 8E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Eu-154 | 9E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Eu-155 | 2E+01 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Eu-156 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Fluor (9) | | | | |
| F-18 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Fer (26) | | | | |
| Fe-52 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Fe-55 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+06 |
| Fe-59 | 9E-01 | 9E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Fe-60 | 4E+01 | 2E-01 | 1E+02 | 1E+05 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Gallium (31) | | | | |
| Ga-67 | 7E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ga-68 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Ga-72 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Gadolinium (64) | | | | |
| Gd-146 | 5E-01 | 5E-01 | | 1E+06 |
| Gd-148 | 2E+01 | 2E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Gd-153 | 1E+01 | 9E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Gd-159 | 3E+00 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Germanium (32) | | | | |
| Ge-68 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Ge-71 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+08 |
| Ge-77 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Hafnium (72) | | | | |
| Hf-172 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Hf-175 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Hf-181 | 2E+00 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Hf-182 | Illimitée | Illimitée | 1E+02 | 1E+06 |
| Mercure (80) | | | | |
| Hg-194 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Hg-195m (a) | 3E+00 | 7E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Hg-l97 | 2E+01 | 1E+01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Hg-197m | 1E+01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Hg-203 | 5E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+05 |
| Holmium (67) | | | | |
| Ho-166 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+03 | 1E+05 |
| Ho-166m | 6E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Iode (53) | | | | |
| I-123 | 6E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| I-124 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| I-125 | 2E+01 | 3E+00 | 1E+03 | 1E+06 |
| I-126 | 2E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| I-129 | Illimitée | Illimitée | 1E+02 | 1E+05 |
| I-131 | 3E+00 | 7E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| I-132 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| I-133 | 7E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| I-134 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| I-135 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Indium (49) | | | | |
| In-111 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| In-113m | 4E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| In-114m | 1E+01 | 5E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| In-115m | 7E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Iridium (77) | | | | |
| Ir-189 | 1E+01 | 1E+01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Ir-190 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Ir-l92 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+04 |
| Ir-194 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Potassium (19) | | | | |
| K-40 | 9E-01 | 9E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| K-42 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| K-43 | 7E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Krypton (36) | | | | |
| Kr-79 | 4 | 1 | 1E+03 | 1E+05 |
| Kr-81 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Kr-85 | 1E+01 | 1E+01 | 1E+05 | 1E+04 |
| Kr-85m | 8E+00 | 3E+00 | 1E+03 | 1E+10 |
| Kr-87 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+02 | 1E+09 |
| Lanthane (57) | | | | |
| La-137 | 3E+01 | 6E+00 | 1E+03 | 1E+07 |
| La-140 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Lutétium (71) | | | | |
| Lu-172 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Lu-173 | 8E+00 | 8E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Lu-174 | 9E+00 | 9E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Lu-174m | 2E+01 | 1E+01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Lu-177 | 3E+01 | 7E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Magnésium (12) | | | | |
| Mg-28 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Manganèse (25) | | | | |
| Mn-52 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Mn-53 | Illimitée | Illimitée | 1E+04 | 1E+09 |
| Mn-54 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Mn-56 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Molybdène (42) | | | | |
| Mo-93 | 4E+01 | 2E+01 | 1E+03 | 1E+08 |
| Mo-99 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Azote (7) | | | | |
| N-13 | 9E-01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+09 |
| Sodium (11) | | | | |
| Na-22 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Na-24 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Niobium (41) | | | | |
| Nb-93m | 4E+01 | 3E+01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Nb-94 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Nb-95 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Nb-97 | 9E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Néodyme (60) | | | | |
| Nd-147 | 6E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Nd-149 | 6E-01 | 5E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Nickel (28) | | | | |
| Ni-59 | Illimitée | Illimitée | 1E+04 | 1E+08 |
| Ni-63 | 4E+01 | 3E+01 | 1E+05 | 1E+08 |
| Ni-65 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Neptunium (93) | | | | |
| Np-235 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Np-236 (à courte période) | 2E+01 | 2E+00 | 1E+03 | 1E+07 |
| Np-236 (à longue période) | 9E+00 | 2E-02 | 1E+02 | 1E+05 |
| Np-237 | 2E+01 | 2E-03 | 1E+00 | 1E+03 |
| Np-239 | 7E+00 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Osmium (76) | | | | |
| Os-185 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Os-191 | 1E+01 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Os-191m | 4E+01 | 3E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Os-193 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Os-194 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Phosphore (15) | | | | |
| P-32 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+05 |
| P-33 | 4E+01 | 1E+00 | 1E+05 | 1E+08 |
| Protactinium (91) | | | | |
| Pa-230 | 2E+00 | 7E-02 | 1E+01 | 1E+06 |
| Pa-231 | 4E+00 | 4E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Pa-233 | 5E+00 | 7E-01 | 1E+02 | 1E+07 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Plomb (82) | | | | |
| Pb-201 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Pb-202 | 4E+01 | 2E+01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Pb-203 | 4E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Pb-205 | Illimitée | Illimitée | 1E+04 | 1E+07 |
| Pb-210 | 1E+00 | 5E-02 | 1E+01 | 1E+04 |
| Pb-212 | 7E-01 | 2E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Palladium (46) | | | | |
| Pd-103 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+03 | 1E+08 |
| Pd-107 | Illimitée | Illimitée | 1E+05 | 1E+08 |
| Pd-109 | 2E+00 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Prométhium (61) | | | | |
| Pm-143 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Pm-144 | 7E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Pm-145 | 3E+01 | 1E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Pm-147 | 4E+01 | 2E+00 | 1E+04 | 1E+07 |
| Pm-148m | 8E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Pm-149 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Pm-151 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Polonium (84) | | | | |
| Po-210 | 4E+01 | 2E-02 | 1E+01 | 1E+04 |
| Praséodyme (59) | | | | |
| Pr-142 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Pr-143 | 3E+00 | 6E-01 | 1E+04 | 1E+06 |
| Platine (78) | | | | |
| Pt-188 | 1E+00 | 8E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Pt-191 | 4E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Pt-193 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Pt-193m | 4E+01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Pt-195m | 1E+01 | 5E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Pt-197 | 2E+01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Pt-197m | 1E+01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Plutonium (94) | | | | |
| Pu-236 | 3E+01 | 3E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Pu-237 | 2E+01 | 2E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Pu-238 | 1E+01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Pu-239 | 1E+01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Pu-240 | 1E+01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+03 |
| Pu-241 | 4E+01 | 6E-02 | 1E+02 | 1E+05 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Pu-242 | 1E+01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Pu-244 | 4E-01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Radium (88) | | | | |
| Ra-223 | 4E-01 | 7E-03 | 1E+02 | 1E+05 |
| Ra-224 | 4E-01 | 2E-02 | 1E+01 | 1E+05 |
| Ra-225 | 2E-01 | 4E-03 | 1E+02 | 1E+05 |
| Ra-226 | 2E-01 | 3E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Ra-228 | 6E-01 | 2E-02 | 1E+01 | 1E+05 |
| Rubidium (37) | | | | |
| Rb-81 | 2E+00 | 8E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Rb-83 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Rb-84 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Rb-86 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Rb-87 | Illimitée | Illimitée | 1E+04 | 1E+07 |
| Rb (naturel) | Illimitée | Illimitée | 1E+04 | 1E+07 |
| Rhénium (75) | | | | |
| Re-184 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Re-184m | 3E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Re-186 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Re-187 | Illimitée | Illimitée | 1E+06 | 1E+09 |
| Re-188 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Re-189 | 3E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Re (naturel) | Illimitée | illimitée | 1E+06 | 1E+09 |
| Rhodium (45) | | | | |
| Rh-99 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Rh-101 | 4E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Rh-102 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Rh-102m | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Rh-103m | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+08 |
| Rh-105 | 1E+01 | 8E-01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Radon (86) | | | | |
| Rn-222 | 3E-01 | 4E-03 | 1E+01 | 1E+08 |
| Ruthénium (44) | | | | |
| Ru-97 | 5E+00 | 5E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Ru-103 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Ru-105 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Ru-106 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Soufre (16) | | | | |
| S-35 | 4E+01 | 3E+00 | 1E+05 | 1E+08 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Antimoine (51) | | | | |
| Sb-122 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+04 |
| Sb-124 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Sb-125 | 2E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Sb-126 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Scandium (21) | | | | |
| Sc-44 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Sc-46 | 5E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Sc-47 | 1E+01 | 7E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Sc-48 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Sélénium (34) | | | | |
| Se-75 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Se-79 | 4E+01 | 2E+00 | 1E+04 | 1E+07 |
| Silicium (14) | | | | |
| Si-31 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Si-32 | 4E+01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Samarium (62) | | | | |
| Sm-145 | 1E+01 | 1E+01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Sm-147 | Illimitée | Illimitée | 1E+01 | 1E+04 |
| Sm-151 | 4E+01 | 1E+01 | 1E+04 | 1E+08 |
| Sm-153 | 9E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Etain (50) | | | | |
| Sn-113 | 4E+00 | 2E+00 | 1E+03 | 1E+07 |
| Sn-117m | 7E+00 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Sn-119m | 4E+01 | 3E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Sn-121m | 4E+01 | 9E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Sn-123 | 8E-01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Sn-125 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Sn-126 | 6E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Strontium (38) | | | | |
| Sr-82 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Sr-85 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Sr-85m | 5E+00 | 5E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Sr-87m | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Sr-89 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Sr-90 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+04 |
| Sr-9 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| Sr-92 | 1E+00 | 3E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Tritium (1) | | | | |
| T(H-3) | 4E+01 | 4E+01 | 1E+06 | 1E+09 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Tantale (73) | | | | |
| Ta-178 (à longue période) | 1E+00 | 8E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Ta-179 | 3E+01 | 3E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Ta-182 | 9E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+04 |
| Terbium (65) | | | | |
| Tb-157 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Tb-158 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Tb-160 | 1E+00 | 6E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Technétium (43) | | | | |
| Tc-95m | 2E+00 | 2E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Tc-96 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Tc-96m | 4E-01 | 4E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Tc-97 | Illimitée | Illimitée | 1E+03 | 1E+08 |
| Tc-97m | 4E+01 | 1E+00 | 1E+03 | 1E+07 |
| Tc-98 | 8E-01 | 7E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Tc-99 | 4E+01 | 9E-01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Tc-99m | 1E+01 | 4E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Tellure (52) | | | | |
| Te-121 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Te-121m | 5E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+05 |
| Te-123m | 8E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Te-125m | 2E+01 | 9E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Te-127 | 2E+01 | 7E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Te-127m | 2E+01 | 5E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Te-129 | 7E-01 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Te-129m | 8E-01 | 4E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Te-131m | 7E-01 | 5E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Te-132 | 5E-01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+07 |
| Thorium (90) | | | | |
| Th-227 | 1E+01 | 5E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| Th-228 | 5E-01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Th-229 | 5E+00 | 5E-04 | 1E+00 | 1E+03 |
| Th-230 | 1E+01 | 1E-03 | 1E+00 | 1E+04 |
| Th-231 | 4E+01 | 2E-02 | 1E+03 | 1E+07 |
| Th-232 | Illimitée | Illimitée | 1E+01 | 1E+04 |
| Th-234 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+03 | 1E+05 |
| Th (naturel) | Illimitée | Illimitée | 1E+00 | 1E+03 |
| Titane (22) | | | | |
| Ti-44 | 5E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Thallium (81) | | | | |
| Tl-200 | 9E-01 | 9E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Tl-201 | 1E+01 | 4E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Tl-202 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Tl-204 | 1E+01 | 7E-01 | 1E+04 | 1E+04 |
| Thulium (69) | | | | |
| Tm-167 | 7E+00 | 8E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| Tm-170 | 3E+00 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Tm-171 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+08 |
| Uranium (92) | | | | |
| U-230 (absorption pulmonaire rapide) | 4E+01 | 1E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| U-230 (absorption pulmonaire moyenne) | 4E+01 | 4E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-230 (absorption pulmonaire lente) | 3E+01 | 3E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-232 (absorption pulmonaire rapide) | 4E+01 | 1E-02 | 1E+00 | 1E+03 |
| U-232 (absorption pulmonaire moyenne) | 4E+01 | 7E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-232 (absorption pulmonaire lente) | 1E+01 | 1E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-233 (absorption pulmonaire rapide) | 4E+01 | 9E-02 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-233 (absorption pulmonaire moyenne) | 4E+01 | 2E-02 | 1E+02 | 1E+05 |
| U-233 (absorption pulmonaire lente) | 4E+01 | 6E-03 | 1E+01 | 1E+05 |
| U-234 (absorption pulmonaire rapide) | 4E+01 | 9E-02 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-234 (absorption pulmonaire moyenne) | 4E+01 | 2E-02 | 1E+02 | 1E+05 |
| U-234 (absorption pulmonaire lente) | 4E+01 | 6E-03 | 1E+01 | 1E+05 |
| U-235 (tous types d'absorption pulmonaire) | Illimitée | Illimitée | 1E+01 | 1E+04 |
| U-236 (absorption pulmonaire rapide) | Illimitée | Illimitée | 1E+01 | 1E+04 |
| U-236 (absorption pulmonaire moyenne) | 4E+01 | 2E-02 | 1E+02 | 1E+05 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| U-236 (absorption pulmonaire lente) | 4E+01 | 6E-03 | 1E+01 | 1E+04 |
| U-238 (tous types d'absorption pulmonaire) | Illimitée | Illimitée | 1E+01 | 1E+04 |
| U (naturel) | Illimitée | Illimitée | 1E+00 | 1E+03 |
| U (enrichi à 20 % ou moins) | Illimitée | Illimitée | 1E+00 | 1E+03 |
| U (appauvri) | Illimitée | Illimitée | 1E+00 | 1E+03 |
| Vanadium (23) | | | | |
| V-48 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |
| V-49 | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+07 |
| Tungstène (74) | | | | |
| W-178 | 9E+00 | 5E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| W-181 | 3E+01 | 3E+01 | 1E+03 | 1E+07 |
| W-185 | 4E+01 | 8E-01 | 1E+04 | 1E+07 |
| W-187 | 2E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |
| W-188 | 4E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Xénon (54) | | | | |
| Xe-l22 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+02 | 1E+09 |
| Xe-123 | 2E+00 | 7E-01 | 1E+02 | 1E+09 |
| Xe-l27 | 4E+00 | 2E+00 | 1E+03 | 1E+05 |
| Xe-131m | 4E+01 | 4E+01 | 1E+04 | 1E+04 |
| Xe-133 | 2E+01 | 1E+01 | 1E+03 | 1E+04 |
| Xe-135 | 3E+00 | 2E+00 | 1E+03 | 1E+10 |
| Yttrium (39) | | | | |
| Y-87 | 1E+00 | 1E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Y-88 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Y-90 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+03 | 1E+05 |
| Y-91 | 6E-01 | 6E-01 | 1E+03 | 1E+06 |
| Y-91m | 2E+00 | 2E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Y-92 | 2E-01 | 2E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Y-93 | 3E-01 | 3E-01 | 1E+02 | 1E+05 |
| Ytterbium (70) | | | | |
| Yb-169 | 4E+00 | 1E+00 | 1E+02 | 1E+07 |
| Yb-175 | 3E+01 | 9E-01 | 1E+03 | 1E+07 |
| Zinc (30) | | | | |
| Zn-65 | 2E+00 | 2E+00 | 1E+01 | 1E+06 |
| Zn-69 | 3E+00 | 6E-01 | 1E+04 | 1E+06 |
| Zn-69m | 3E+00 | 6E-01 | 1E+02 | 1E+06 |

**Tableau I. Suite.**

| Radionucléide (numéro atomique) | $A_1$ (TBq) | $A_2$ (TBq) | Activité massique pour les matières exemptées (Bq/g) | Limite d'activité pour un envoi exempté (Bq) |
|---|---|---|---|---|
| Zirconium (40) | | | | |
| Zr-88 | 3E+00 | 3E+00 | 1E+02 | 1E+06 |
| Zr-93 | Illimitée | Illimitée | 1E+03 | 1E+07 |
| Zr-95 | 2E+00 | 8E-01 | 1E+01 | 1E+06 |
| Zr-97 | 4E-01 | 4E-01 | 1E+01 | 1E+05 |

# 11 Éléments de mathématiques

Sandrine Jourde

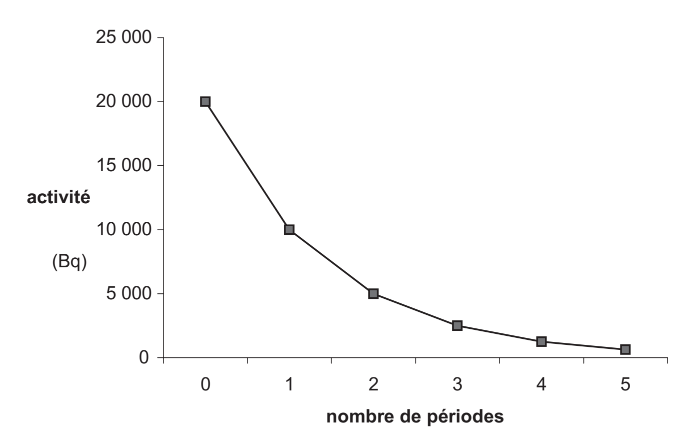


L'objectif de ce chapitre est de vous rappeler quelques notions de mathématiques nécessaires à l'application des formules qui vous sont présentées dans les différents chapitres de ce livre.

## 11.1. Multiples et sous-multiples

| Préfixes | Puissance de 10 |
|---|---|
| Pico | $10^{-12}$ |
| Nano | $10^{-9}$ |
| Micro | $10^{-6}$ |
| Milli | $10^{-3}$ |
| Kilo | $10^{3}$ |
| Méga | $10^{6}$ |
| Giga | $10^{9}$ |
| Téra | $10^{12}$ |

## 11.2. Courbe d'évolution de l'activité en fonction de la période




$A = \frac{A_0}{2^N}$ où $N$ est le nombre de périodes qui se sont écoulées.

# 11.3. Puissance de dix

| Puissance | Égalités intéressantes |
|---|---|
| $10^0 = 1$ | $10^a \times 10^b = 10^{a+b}$ |
| $10^1 = 10$ | Ex : $10^2 \times 10^3 = 10^5$ |
| $10^2 = 100$ | $10^a \times 10^{-b} = 10^{a-b}$ |
| $10^n = 10 \times 10 \times \ldots \times 10$ | Ex : $10^{-10} \times 10^3 = 10^{-7}$ |
| $10^3 = 1\,000$ | $\frac{1}{10^a} = 10^{-a}$ |
| $10^6 = 1\,000\,000$ | Ex : $1/10^3 = 10^{-3}$ |
| $10^9 = 1\,000\,000\,000$ | $1/10^{-2} = 10^2$ |

# 11.4. Inverse

$$\frac{1}{a} + \frac{1}{b} = \frac{b+a}{ab} \qquad \text{Ex : } \frac{1}{2} + \frac{1}{3} = \frac{2+3}{6} = \frac{5}{6} = 0{,}83$$

$$\frac{1}{a} - \frac{1}{b} = \frac{b-a}{ab} \qquad \frac{1}{2} - \frac{1}{3} = \frac{3-2}{6} = \frac{1}{6} = 0{,}17$$

Application : Calcul de la période effective $\frac{1}{T_e} = \frac{1}{T} + \frac{1}{T_B}$

# 11.5. Fonctions exponentielle et logarithme

## 11.5.1. Notation

| Exponentielle | Logarithme (logarithme népérien = ln) |
|---|---|
| $y = \exp(x)$ ou $y = e^x$ | $y = \ln(x)$ |

## 11.5.2. Quelques caractéristiques

| Exponentielle | Logarithme |
|---|---|
| $e^a \times e^b = e^{a+b}$<br>$e^a \times e^{-b} = e^{a-b}$ | $\ln\left(\frac{1}{a}\right) = -\ln(a)$<br>$\ln\left(\frac{a}{b}\right) = -\ln\left(\frac{b}{a}\right)$<br>$\ln(a^b) = b \times \ln(a)$ soit $\ln(2^n) = n \times \ln(2)$ |
| $\ln(e^a) = a$ | |

# 11.6. Exemples de résolutions d'exercices

**1. Soit une source d'activité 10 GBq. Quelle sera son activité au bout de 7 jours. La période du radioélément considérée est de 48 heures.**

L'activité d'une source à un temps ($t$) est donnée par :

$$A = A_0 \, e^{\frac{-\ln 2 \times t}{T}} \qquad (1)$$

Dans la relation (1), remplaçons les lettres par les valeurs données dans l'énoncé

$$A = 10 \times e^{\frac{-\ln 2 \times 7}{2}}$$

La calculatrice nous permet le calcul de $A$, soit $A$ = 0,88 GBq

– $A_0$ étant utilisée en GBq dans la relation, l'application numérique donnera $A$ en GBq ;

– ($T$) et ($t$) doivent être introduits avec la même unité (ici par exemple en jours).

**2. Soit une source d'activité 10 GBq, déterminez au bout de combien de temps l'activité de cette source ne sera plus que de 2,7 GBq ? La période du radioélément considéré est de 2 jours.**

L'activité d'une source à un temps ($t$) est donnée par :

$$A = A_0 \, e^{\frac{-\ln 2 \times t}{T}} \qquad (1)$$

Dans cet exercice :

- $A_0$ = 10 GBq ;
- $A$ = 2,7 GBq ;
- $T$ = 2 jours ;
- $t$ est la grandeur que l'on cherche.

**a)** Dans la relation (1), remplaçons les lettres par les valeurs données dans l'énoncé

$$2{,}7 = 10 \times e^{\frac{-0{,}693 \times t}{2}}$$

– $A$ et $A_0$ doivent être données avec la même unité dans cette relation (ici en GBq) ;

– la valeur de la période ($T$) ayant été introduite en jours dans la relation, l'application numérique donnera ($t$) en jours ;

– $\ln 2$ = 0,693.

**b)** Nous allons extraire ($t$) de l'équation (1), pour cela on divise les 2 membres de l'égalité par 10 :

$$0{,}27 = e^{\frac{-0{,}693 \times t}{2}}$$

**c)** Pour éliminer l'exponentielle, on applique le logarithme aux 2 membres de l'égalité :

$$\ln(0{,}27) = \ln\left(e^{\frac{-0{,}693 \times t}{2}}\right) = -\frac{0{,}693 \times t}{2}$$

En effet, on a : $\ln(e^a) = a$

**d)** En multipliant chacun des 2 membres de l'égalité par $-\frac{2}{0{,}693}$, on obtient :

$$t = -\frac{2}{0{,}693}\ln(0{,}27) = 3{,}77 \text{ jours}$$

**Cas général**

**a)** Nous allons extraire ($t$) de l'équation (1), pour cela on divise les 2 membres de l'égalité par $A_0$ :

$$\frac{A}{A_0} = e^{\frac{-\ln 2 \times t}{T}}$$

**b)** Pour éliminer l'exponentielle, on applique le logarithme aux 2 membres de l'égalité :

$$\ln\left(\frac{A}{A_0}\right) = \ln\left(e^{-\frac{\ln 2 \times t}{T}}\right) = -\frac{\ln 2 \times t}{T}$$

En effet, on a : $\ln(e^a) = a$

**c)** En multipliant chacun des 2 membres de l'égalité par $-\frac{T}{\ln 2}$, on obtient :

$$t = -\frac{T}{\ln 2}\ln\left(\frac{A}{A_0}\right)$$

**3. Calculez la période d'une source dont l'activité a été divisée par 10 en 8 h.**

L'activité d'une source à un temps ($t$) est donnée par :

$$A = A_0 e^{\frac{-\ln 2 \times t}{T}} \qquad (1)$$

Dans cet exercice :

– on connaît ($t$), il vaut 8 h ;

– on sait que $A = \frac{A_0}{10}$ ;

– on recherche $T$.

**a)** Dans la relation (1), remplaçons les lettres par les valeurs données dans l'énoncé

$$\frac{1}{10} = e^{\frac{-0{,}693 \times 8}{T}}$$

La valeur de ($t$) est en heure dans la relation, l'application numérique donnera ($T$) en heure.

**b)** Pour éliminer l'exponentielle, on applique le logarithme aux 2 membres de l'égalité :

$$\ln\left(\frac{1}{10}\right) = \ln\left(e^{\frac{-0{,}693 \times 8}{T}}\right) = -\frac{0{,}693 \times 8}{T}$$

**c)** En multipliant chacun des 2 membres de l'égalité par $-\frac{1}{0{,}693 \times 8}$, on obtient :

$$T = -\frac{0{,}693 \times 8}{\ln\left(\frac{1}{10}\right)} = 2{,}4 \text{ heures}$$

## Cas général

**a)** On divise les 2 membres de l'égalité par $A_0$ :

$$\frac{A}{A_0} = e^{\frac{-\ln 2 \times t}{T}}$$

comme $A = \frac{A_0}{10} \Rightarrow \frac{A}{A_0} = \frac{1}{10}$

**b)** Pour éliminer l'exponentielle, on applique le logarithme aux 2 membres de l'égalité :

$$\ln\left(\frac{A}{A_0}\right) = \ln\left(e^{\frac{-\ln 2 \times t}{T}}\right) = -\frac{\ln 2 \times t}{T}$$

**c)** En multipliant chacun des 2 membres de l'égalité par $-\frac{1}{\ln 2 \times t}$, on obtient :

$$\frac{1}{T} = -\frac{1}{\ln 2 \times t} \ln\left(\frac{A}{A_0}\right)$$

$$\text{soit } T = -\frac{\ln 2 \times t}{\ln\left(\frac{A}{A_0}\right)}$$

This page intentionally left blank

# Références bibliographiques

*Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route, ADR*. Commission économique pour l'Europe, Nations unies, 2007.

*Advisory material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Safety Guide, N° TS-G-1.1 (ST2).

*Arrêté consolidé du 1er juin 2001 relatif au transport des matières dangereuses par route* (dit : arrêté ADR). Direction des Journaux Officiels, 26 rue Desaix, 75727 PARIS CEDEX 15.

*Atlas de la physique atomique et nucléaire*. Bröker B., « Le Livre de Poche », 2001, 178-201.

*Détection des rayonnements*. Bodineau J.C., Cours post-universitaire de radioprotection, vol. 1, Vienne, AIEA, 1995.

Grossesse et irradiation médicale. *CIPR Publication* **84**, EDP Sciences, 2001.

*Installations pour la production et l'utilisation de rayons X - règles générales et normes associées*. Norme NF C 15-160, 1984.

*La radioactivité, manuel d'initiation*. Chelet Y., Nucléon, 2006.

*La radioactivité naturelle en 10 épisodes*. SFRP, 1998.

Le cycle du combustible nucléaire. *Les Dossiers thématiques du CEA* **7**, 2002.

Le fonctionnement d'un réacteur nucléaire. *Les Dossiers thématiques du CEA* **6**, 2002.

*Le monde subatomique : énigmes et trouvailles*. Valentin L., Hermann, 1995.

*Le radon*. Les Livrets de l'IPSN, Institut de protection et de sûreté nucléaire, 1998.

Les accélérateurs. *Revue élémentaire de l'infiniment petit à l'infiniment grand* **1**, Édition IN2P3 : CNRS, 2005, 36-41.

*Les rayonnements ionisants : détection, spectrométrie, dosimétrie*. Blanc D., Masson, 1990.

Les rayonnements ionisants, applications médicales et industrielles. Vidal H., *Radioprotection* **29**, 1994, 213-219.

Les rayonnements, l'ADN et la cellule. *Clefs CEA* **43**, 2000.

*Manuel de radioactivité à l'usage des utilisateurs*. Foos J., tome 2 : Les applications de la radioactivité, Formascience, 2001.

*Manuel pratique de radioprotection*. Gambini D.-J., Granier, R., Lavoisier Tec/Doc, 1997.

*Radiation detection*. Tait W., Butterworths, 1980.

*Radiation dosimetry*. Attix F., Roesch W., Academic Press, 1968.

*Radiation dosimetry*. Hine G., Brownell G., Academic Press, 1956.

*Radiation protection*. Seeram E., Lippincott, 1997.

*Radiation Shielding for Diagnostic X-rays*, Report BIR/IPEM, 2000.

*Radiobiologie et radioprotection*. Tubiana M., Lallemand J., « Que sais-je ? », PUF, 2002.

*Radionucléides et radioprotection*. Delacroix D., Guerre J.P., Leblanc P., EDP Sciences, 2003.

*Rayonnements ionisants, effets de faibles doses*. Vanmarcke H., Baugnet-Mathieu L., Culot J.P. *et al.*, ONDRAF, 1996.

*Rayonnements X et gamma de référence pour l'étalonnage des dosimètres et des débitmètres et pour la détermination de leur réponse en fonction de l'énergie des photons. Partie 1 : Caractéristiques des rayonnements et méthodes de production*. Norme NF ISO 4037-1, 1996.

*Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique. CIPR publication* **60**, Pergamon Press, 1993.

*Règlement de transport des matières radioactives*. Prescriptions N° TS-R-1, normes de sûreté de l'AIEA.

## Sites internet

Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs : http://www.andra.fr

Autorité de sûreté nucléaire : http://www.asn.gouv.fr

Bilan des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants pour l'année 2005 : http://www.irsn.org

Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire : http://www.irsn.org

*International Atomic Energy Agency* : http://www.iaea.org

*International Commission on Radiation Units and measurements* : http://www.icru.org

*International Commission on Radiological Protection* : http://www.icrp.org

*International Electrotechnical Commission* : http://www.iec.ch

*International Organization for Standardization* : http://www.iso.org

*International Society of Radiology* : http://www.isradiology.org

Légifrance : http://www.legifrance.gouv.fr

Les Techniques de l'ingénieur, Éditions T.I. sciences et techniques : http://www.techniques-ingenieur.fr/

*Nuclear Energy Agency* : http://www.nea.fr

SIEVERT : http://www.sievert-system.org

*United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations* : http://www.unscear.org

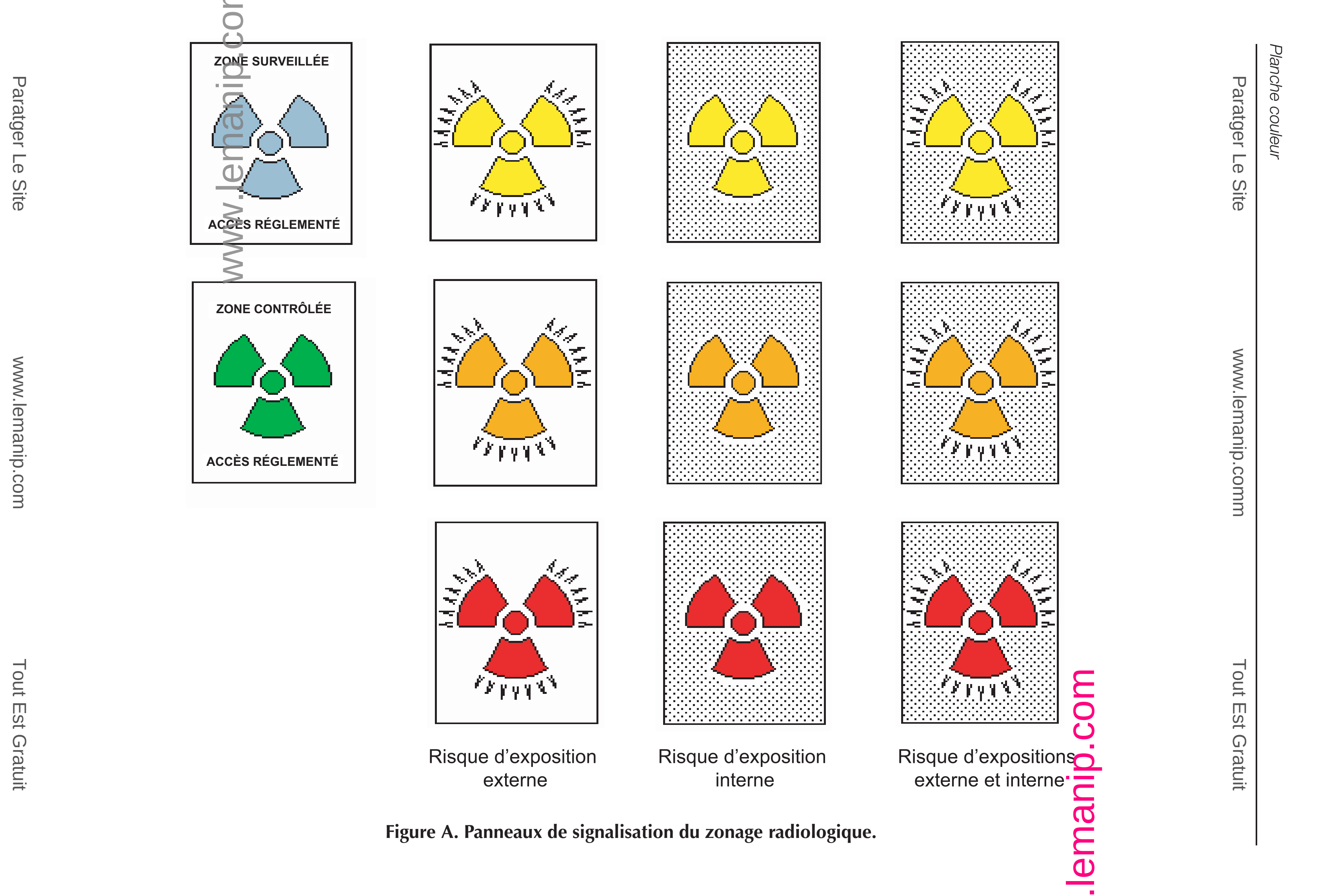
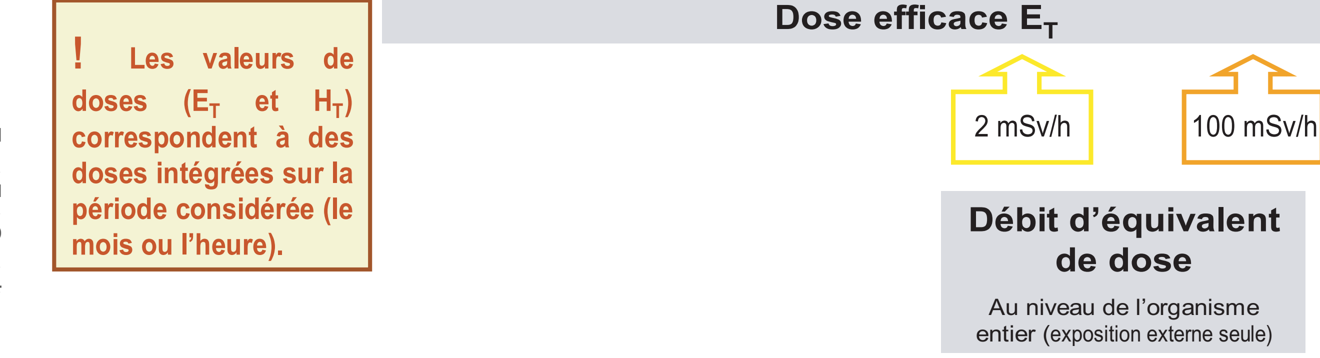



**Figure A. Panneaux de signalisation du zonage radiologique.**

**Tableau A. Valeurs opérationnelles de délimitation des installations fixes.**



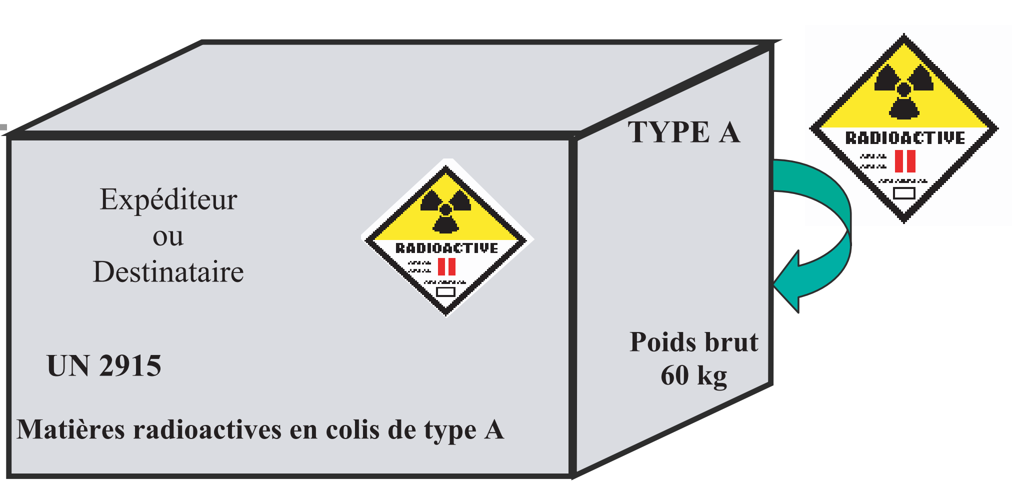



**Figure B. Colis de type A.**




**Figure C. Modèle 7D pour véhicule.**

Tableau B. Règles d'étiquetage.

| Débit de dose équivalente maximal en tout point de la surface externe | INDICE DE TRANSPORT | CATÉGORIE DU COLIS | MODÈLE D'ÉTIQUETTES |
|---|---|---|---|
| Pas plus de 5 µSv/h | 0 | I BLANCHE | 7 A |
| Plus de 5 mais pas plus de 0.5 mSv/h | Plus de 0 mais pas plus de 1 | II JAUNE | 7 B |
| Plus de 0.5 mais pas plus de 2 mSv/h | Plus de 1 mais pas plus de 10* | III JAUNE | 7 C |
| | Matières fissiles | | 7 E |

*Plus de 10 uniquement en utilisation exclusive